

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

2 (128) 2023

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” znajduje się w wykazie czasopism naukowych Ministerstwa Edukacji i Nauki. Kwartalnik wydawany przez PAA otrzymał 40 pkt. w następujących dyscyplinach naukowych:

- nauki o bezpieczeństwie,
- nauki fizyczne,
- nauki chemiczne,
- nauki prawne,
- nauki medyczne.

Wydawca: **Państwowa Agencja Atomistyki**
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa

Redakcja: **Elżbieta ZALEWSKA**
Jarosław CHILMON
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa
TEL. 22 628 94 39
FAX 22 621 37 86
E-MAIL biuletyn@paa.gov.pl
www. gov.pl/web/paa

Rada Programowa

prof. dr hab. **Janusz JANECZEK** – przewodniczący Rady
prof. dr hab. inż. **Andrzej CHMIELEWSKI** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Marek K. JANIAK** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Eugeniusz DZIUK** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Leszek KRÓLICKI** – członek Rady
dr hab. **Agnieszka KORGUL** – członek Rady
dr **Tomasz NOWACKI** – członek Rady

Maciej JURKOWSKI, Redaktor naczelny

Marek WOŹNIAK, Redaktor techniczny

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

Druk: Centrum Poligrafii Sp. z o.o.

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 2 (128) 2023
Warszawa

Spis treści

Janusz Janeczek Stan prac nad budową głębokich geologicznych składowisk odpadów promieniotwórczych z energetyki jądrowej na świecie	5
Rafał Dąbrowski, Łukasz Modzelewski Analiza możliwości pomiarowych detektora μ SPEC1500 w monitoringu środowiskowym	14
Krzysztof Rzymkowski Systemy zdalnego monitorowania materiałów jądrowych	22
Angelika Monika Kołacz, Marek Natora, Piotr Furtak, Artur Czapski 50 lat działalności Laboratorium Badawczego Radiometrów Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii	30
Maria Kubicka, Wojciech Głuszewski Konferencja Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej – Kołobrzeg 2023	39

Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera artykuł poświęcony rozwiązaniu kwestii wysokoaktywnych i długozyciowych odpadów promieniotwórczych z energetyki jądrowej, jakim jest ulokowanie ich w głębokich składowiskach geologicznych, umożliwiających bezpieczne i długotrwałe, liczone w dziesiątkach i setkach tysięcy lat, odizolowanie ich od środowiska. **Janusz Janeczek** przedstawia w nim obecny stan prac nad budową takich składowisk na świecie, odnotowując postęp w zaawansowaniu ich realizacji w kilku krajach, wśród których najbliższe rozpoczęciu ich eksploatacji są Finlandia, Szwecja i Francja. W krajach tych od mniej więcej 20 lat działają podziemne laboratoria badawcze (PLB), w których prowadzone są intensywne badania własności skał izolujących odpady od biosfery w przyszłych składowiskach, jak również badania efektywności projektowanych technologii składowania. Autor podkreśla, że procesy planistyczne, lokalizacyjne i legislacyjne prowadzące do budowy składowiska są długotrwałe i nie zawsze kończą się pozytywnie, dlatego w naszym programie energetyki jądrowej powinniśmy korzystać z doświadczeń innych krajów i odpowiednio wcześniej zintensyfikować prace prowadzące do budowy w Polsce składowiska głębokiego.

Poza kwestią jak poradzić sobie w dłuższej perspektywie czasowej z wypalonym paliwem jądrowym i wysokoaktywnymi zeszkliwionymi odpadami z elektrowni jądrowej (EJ), pewne emocje społeczne budzi także kwestia zasięgu jej oddziaływania na otoczenie. Ocenie takiego oddziaływania służą nowoczesne systemy pomiarów rzeczywistego poziomu promieniowania wokół EJ, umożliwiające wiarygodne pomiary w różnych sytuacjach eksploatacyjnych. W drugim z zamieszczonych artykułów **Rafał Dąbrowski** i **Łukasz Modzelewski** prezentują analizę wyników pomiarów testowych nowoczesnego, spektrometrycznego detektora półprzewodnikowego (z kryształem CdZnTe) pod kątem możliwości zastosowania w warunkach środowiskowych w systemie ciągłego monitoringu radiacyjnego wokół przyszłej elektrowni jądrowej w Polsce. Prowadzenie takiego monitoringu wymagane jest przepisami międzynarodowymi od operatora obiektu i podlega weryfikacji przez krajowe organy dozoru jądrowego (Prezesa PAA, inspektorów dozoru jądrowego).

Przepisy międzynarodowe wymagają także od operatora obiektu jądrowego ścisłego nadzoru bilansu i przemieszczania materiałów jądrowych, podlegającego zewnętrznej kontroli nie tylko ze strony krajowych organów dozoru jądrowego, ale także inspektorów MAEA i Euratomu (*Safeguards inspectors*). Kontrola taka o zasięgu światowym w coraz większym zakresie prowadzona jest zdalnie. **Krzysztof Rzymkowski** ukazuje w swoim artykule rozwój technologii bezobsługowych systemów zdalnej weryfikacji i monitorowania materiałów jądrowych na przestrzeni ostatniego ćwierćwiecza. Opisuje nowoczesne systemy obserwacyjno-rejestrujące, systemy sterowania i transmisji danych, plomb elektronicznych z systemami ich zdalnej identyfikacji, szyfrowania, sygnalizacji włamań oraz przesyłu danych i obrazów do centrów zdalnego sterowania. Dostępność systemów zdalnej transmisji danych i zdalnego monitorowania odegrała istotną rolę w utrzymaniu ciągłości informacji o materiałach jądrowych w okresie ograniczonego dostępu inspektorów do obiektów jądrowych w czasie pandemii COVID. Zamiar budowy w wielu krajach małych reaktorów modułowych (SMR) także może się przyczynić do bardziej intensywnego rozwijania technologii zdalnego monitorowania materiałów jądrowych.

Kolejny artykuł publikujemy w ramach obchodów 50-lecia działalności Laboratorium Badawczego Radiometrów (LBR) Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii (WICHiR). **Angelika Monika Kołacz, Marek Natora, Piotr Furtak** i **Artur Czapski** prezentują w nim historię powstania Laboratorium oraz zadania obecnie realizowane przez LBR, jego możliwości techniczne i usługowe w sektorze nie tylko wojskowym, ale także cywilnym, wynikające z rodzaju i właściwości jakościowych posiadanego wyposażenia oraz z posiadanych akredytacji przez cywilne i wojskowe jednostki akredytujące. Interesujące są podane w artykule przykłady badań różnych przyrządów i uzyskiwanych wyników pomiarów, w tym między innymi badania odporności całkowitej przyrządów na różne zewnętrzne czynniki środowiskowe.

Numer zamyka obszerna relacja **Wojciecha Głuszewskiego** i **Marii Kubickiej** z dorocznej konferencji Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR), która odbyła się z udziałem przedstawicieli Państwowej Agencji Atomistyki w dniach 31 maja–2 czerwca w Kołobrzegu. W tym roku nosiła ogólny tytuł „**Energetyka jądrowa, dozymetria, radioterapia – współczesne wyzwania**”. Patronat nad wydarzeniem objął Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA).



Życzymy Państwu owocnej lektury,
Redaktor Naczelny
Maciej Jurkowski

Stan prac nad budową głębokich geologicznych składowisk odpadów promieniotwórczych z energetyki jądrowej na świecie

Progress in the construction of deep geological repositories of radioactive waste from nuclear power plants worldwide

Janusz Janeczek
Instytut Nauk o Ziemi Uniwersytetu Śląskiego w Katowicach

Streszczenie: W artykule przedstawiono postęp w działaniach zmierzających do budowy geologicznych głębokich składowisk zużytego paliwa jądrowego lub wysokoaktywnych zeszkliwionych odpadów z energetyki jądrowej w trzech najbardziej zaawansowanych w tej dziedzinie krajach: Finlandii, Szwecji i Francji. W południowo-zachodniej Finlandii budowane jest składowisko Onkalo w gnejsach o wieku 1,9 mld lat na głębokości 430 m w pobliżu elektrowni jądrowej Olkiluoto. Składowisko ma przyjąć pierwsze pojemniki z zużytym paliwem jądrowym w 2024 roku. W Szwecji wytypowano miejsce na budowę składowiska zużytego paliwa jądrowego na głębokości 500 m w granitach nieopodal EJ Forsmark i funkcjonującego od roku 1988 płytkiego (minus 60 m) geologicznego składowiska odpadów krótkożyciowych. Oddanie do użytku składowiska planuje się na rok 2032. Francja zamierza składować odpady z energetyki jądrowej w pokładzie skały ilastej o grubości 130–170 m na głębokości 490 m w miejscowości Bure w północno-wschodniej części kraju w regionie Grand Est, w departamencie Moza. W każdym z wymienionych krajów działa podziemne laboratorium badawcze, które w Finlandii już się stało, a we Francji stanie się integralną częścią składowiska. W Szwecji laboratorium wydrążono w skałach analogicznych do występujących w Forsmark.

Słowa kluczowe: Odpady promieniotwórcze, geologiczne składowisko głębokie, postęp w składowaniu geologicznym.

Abstract: The article is an overview of progress in the construction of deep geological repositories of radioactive waste from nuclear power plants in the most advanced countries: Finland, Sweden, and France. Finland is building its geological repository in 1.9 Ga-old gneisses at depth of 430 m near the NPP Olkiluoto. First containers with spent nuclear fuel will be disposed of in the repository in 2024. In Sweden, a site for a geological repository was selected in granites at depth of 500 m near both the Forsmark NPP and shallow (–60 m) geological repository for short-lived radioactive waste. The beginning of the operation of a deep geological repository at Forsmark is expected in 2032. France is to dispose of waste from nuclear power plants in a thick (130–170 m) clay layer at depth of 490 m in Bure in the NE part of the country (region Grand Est, department Meuse). Underground research laboratory (URL) in Finland already is and in France it will be an integral part of the repositories; whereas in Sweden, the URL was built in rocks analogous to those in Forsmark.

Keywords: Radioactive waste, deep geological repository, progress in geological disposal.

1. Wprowadzenie

Zdecydowana większość krajów realizujących programy energetyki jądrowej planuje składowanie wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych w głębokich składowiskach geologicznych, czyli w specjalnie do tego celu przeznaczonych obiektach wydrążonych w stabilnej forma-

cji geologicznej na głębokości kilkuset metrów, zapewniającej długotrwałą, liczoną w dziesiątkach i setkach tysięcy lat, izolację odpadów od biosfery [1, 2].

W dokumentach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej używa się określenia „geologiczne składowanie” (*“geological disposal”*), podkreślając kluczową rolę budowy geologicznej w bezpieczeństwie i długotrwałości

Tabela 1. Budowane i projektowane składowiska geologiczne zużytego paliwa jądrowego (SNF), zeszkłonych odpadów wysokoaktywnych (VHLW) i odpadów z transuranowcami (TRU) z energetyki jądrowej wraz z podziemnymi laboratoriami badawczymi (PLB).

Table 1. Built and designed geological repositories for spent nuclear fuel (SNF), vitrified high-level waste (VHLW) and waste with transuranium elements (TRU) from the nuclear power industry, including underground research laboratories (PLB).

Kraj	Rodzaj odpadu	Skąła	PLB	Lokalizacja i status
Finlandia	SNF	gnejs	Onkalo	Onkalo k/EJ Olkiluoto, w trakcie budowy od 2021 r.
Szwecja	SNF	granit	Äspö	Forsmark; oczekiwanie na ostateczne pozwolenie na budowę
Francja	VHLW, TRU	ilasta	Bure	Bure
Rosja	VHLW	granit/gnejs	w budowie	Jenisejskij k. Krasnojarska licencja w 2029 r. (?)
Chiny	VHLW, TRU	granit	Beishan	eksploatacja w 2050 r.
Czechy	VHLW	granit	Bukov	4 lokalizacje analizowane; wybór do 2030 r., GSG do 2065 r.
Szwajcaria	SNF, VHLW, TRU	ilasta	Mont-Terri	3 lokalizacje analizowane w 2022 r.- wniosek o pozwolenie na budowę
Kanada	SNF, VHLW, TRU	granit lub wapień	Pinawa – zamknięte w 2003 r.	proces wyboru lokalizacji trwa

składowiska zwanego geologicznym składowiskiem głębokim [3]. W Polsce, zgodnie z Prawem atomowym, stosuje się określenie „składowisko głębokie” [4].

Geologiczne składowiska głębokie są systemem wielobarierowym utworzonym z barier technicznych i geologicznych. Barrierami technicznymi są: forma odpadu (zużyte paliwo jądrowe¹, zeszkłone odpady wysokoaktywne², ceramiki typu SYNROCK lub kompozyty cyrkonowe zawierające rozproszone radionuklidy), metalowe pojemniki (kapsuły) mieszczące odpady, zewnętrzna osłona (bufor) pojemników w postaci płaszcza z bentonitu i piasku kwarcowego oraz materiał podsadzkowy (rys. 1). Barię geologiczną jest formacja skalna, w której wydrążono składowisko. Rozważa się głównie skały lite o małej porowatości i niespękane (np. granity czy gnejsy), skały ilaste (plastyczne w kontakcie z wodą i o bardzo dobrych własnościach sorpcyjnych) oraz skały solne (tab. 1). Niektóre kraje biorą pod uwagę inne skały. Z punktu widzenia potencjalnej migracji radionuklidów z odpadów do środowiska bariery techniczne są barrierami bliskiego zasięgu, a barrierą dalekiego zasięgu jest skała mieszcząca składowisko.

Każda z barier ma chronić odpad przed ingerencją czynników, które naruszyłyby jego integralność i spowodowały uwolnienie radionuklidów. Gdyby jednak zostały uwolnione, to każda z barier ma przeciwdziałać ich migracji lub ją tak spowolnić, aby ewentualny kontakt radionuklidów z biosferą nastąpił po czasie ich całkowitego rozpadu³ lub rozpadu, po którym ich aktywność będzie nieistotna z punktu widzenia ochrony radiologicz-

nej. Istotą głębokiego składowania geologicznego jest pasywny system bezpieczeństwa. Oznacza to, że system barier ma zapewnić izolację składowiska po jego zamknięciu bez aktywnego udziału ludzi [3].

Zasadniczym problemem w składowaniu wysokoaktywnych odpadów z energetyki jądrowej jest długotrwałość zawartych w nich radionuklidów mierzona dziesiątkami, setkami tysięcy, a nawet, w przypadku niektórych aktywności, milionami lat połowicznego rozpadu. Odpady VHLW osiągną referencyjny poziom aktywności rudy uranu po około 10 tysiącach lat, natomiast SNF osiągnie ten poziom po około 100 tysiącach lat⁴. Zamierzona trwałość składowisk geologicznych musi obejmować co najmniej ten okres. Jest to skala czasowa bez precedensu w rozwiązaniach inżynierskich. Głównym medium zagrażającym trwałości odpadów jest woda infiltrująca z powierzchni systemem spękań i uskoków lub zawarta w formacjach skalnych.

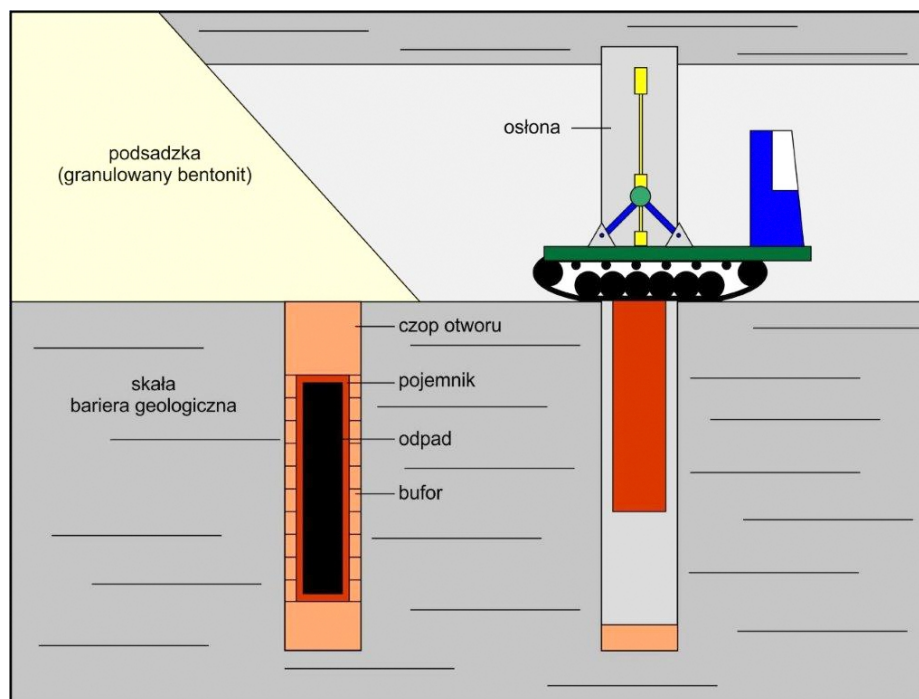
Mimo wieloletnich prac badawczych, opracowanych technologii podziemnego składowania odpadów i dużych nakładów finansowych, do tej pory nie zbudowano głębokiego składowiska geologicznego odpadów z energetyki jądrowej, co jest mocno akcentowane przez jej przeciwników. Może się to zmienić za sprawą rozpoczętej w 2021 roku budowy składowiska geologicznego w Finlandii. Blisko decyzji o podjęciu budowy składowiska geologicznego są także Szwecja i Francja. W artykule przedstawiono stan prac nad budową składowisk geologicznych w tych trzech krajach.

¹ W artykule stosowany będzie międzynarodowy skrót SNF (ang. *spent nuclear fuel*).

² W artykule stosowany będzie międzynarodowy skrót VHLW (ang. *vitrified high-level waste*).

³ Niekiedy ze względów praktycznych i tylko w technice przyjmuje się w przybliżeniu, że całkowity rozpad danego radionuklidu następuje po czasie równym pięciu czasom połowicznego rozpadu, tzn. gdy aktywność zmaleje do 1/32 wartości początkowej (*przyp. red.*).

⁴ Różnicę tę powoduje obecność plutonu i produktów jego rozpadu w wypalonym paliwie (SNF), natomiast odpady HL z przerobu SNF są zubożone w Pu, który odzyskuje się do produkcji MOX.



Rys. 1. Koncepcja KBS-3V⁵ wielobarierowego systemu głębokiego składowania zużytego paliwa jądrowego w formacjach geologicznych. Pojemnik z zużytym paliwem jądrowym umieszczony w stalowej osłonie cylindrycznej chroniącej przed promieniowaniem transportowany jest przez specjalnie zaprojektowany pojazd podziemnym korytarzem do wywierconego pionowego otworu o ścianach wyłożonych buforem bentonitowym, w którym zostanie złożony.

Fig. 1. The KBS-3V concept of multibarrier system of deep geological disposal of spent nuclear fuel (SNF). The disposal canister with SNF is transported underground into the deposition hole by an installation vehicle inside a steel radiation shield cylinder. The canister will be lowered into the vertical deposition hole, which walls are clad by bentonite buffer.

2. Finlandia

Finlandia ma cztery bloki jądrowe z reaktorami energetycznymi: 2 typu PWR i 2 BWR zbudowane w latach 1971–1975 o łącznej mocy elektrycznej 2794 MW w elektrowniach jądrowych (EJ) Loviisa i Olkiluoto. W marcu 2022 roku został włączony do sieci energetycznej piąty reaktor (Olkiluoto-3) o mocy 1600 MW [4]. Prognozowana ilość SNF z dwóch EJ przy założeniu ich 50-60-letniej pracy wyniesie około 4000 ton. Reaktor Olkiluoto-3 w ciągu 60 lat dostarczy kolejne 2500 ton [4]. Zatem składowisko docelowo ma pomieścić 6500 ton SNF.

2.1. Postępowanie z odpadami z EJ i wybór lokalizacji geologicznego składowiska głębokiego

W Finlandii planowanie postępowania z odpadami z energetyki jądrowej prowadzono równoległe z budową pierwszej EJ w latach 70. XX wieku [5, 6]. W 1983 roku rząd Finlandii zatwierdził zasady i harmonogram postępowania z odpadami jądrowymi. Zdecydowano, że składowane będzie wyłącznie nieprzetworzone SNF po okresie jego przechowywania w przechowalnikach na terenie elektrowni [6]. W 1992 roku oddano do użytku składowisko odpadów nisko- i średnioaktywnych

w sąsiedztwie EJ Olkiluoto, a w 1997 uruchomiono składowisko niskoaktywnych odpadów w pobliżu EJ Loviisa. W 1995 roku utworzono spółkę Posiva odpowiedzialną za cały proces gospodarki SNF, w tym za prace badawcze i rozwojowe, uzyskanie licencji na budowę i działalność składowiska geologicznego. Właścicielami Posivy są operatorzy elektrowni Olkiluoto i Loviisa. W roku 2000 rząd Finlandii wydał decyzję zasadniczą w sprawie budowy głębokiego geologicznego składowiska SNF zatwierdzoną w 2001 roku przez fiński parlament. W 2012 roku Posiva wystąpiła do rządu o pozwolenie (licencję) na budowę składowiska i zakładu kapsułowania SNF [6], którą otrzymała w 2015 roku [5].

Prace nad wytypowaniem lokalizacji głębokiego składowiska geologicznego rozpoczęto w 1983 roku. Na etapie analiz studialnych, zakończonych dwa lata później, wybrano ponad 100 perspektywicznych miejsc w całej Finlandii. Spośród nich wyłoniono sześć lokalizacji wstępnie charakteryzowanych w latach 1986–1992. Szczegółowym badaniom trwającym do 2000 roku poddano cztery miejsca. Ostatecznie Posiva zdecydowała się na umiejscowienie składowiska na wyspie Olkiluoto w południowo-zachodniej Finlandii w pobliżu EJ Olkiluoto i składowiska odpadów nisko- i średnioaktywnych (rys. 2). Budowę składowiska głębokiego o nazwie Onkalo rozpoczęto w maju

⁵ Skrót od szw. *kämbärensäkerhet*, oznaczający bezpieczeństwo paliwa jądrowego; natomiast symbol V od ang. *vertical* oznacza, że pojemniki z zużytym paliwem jądrowym będą umieszczane w pionowych otworach wiertniczych. Jeśli otwory wiercone będą poziomo, wtedy technologię składowania oznacza się literą H od ang. *horizontal*.



Rys. 2. Lokalizacje głębokich składowisk geologicznych: budowanego w Finlandii (Onkalo) i planowanego w Szwecji (Forsmark).

Fig. 2. Sites of deep geological repositories: under construction in Finland (Onkalo) and planned in Sweden (Forsmark).

2021 roku. Pierwszych pięć podziemnych korytarzy wydrążono w ciągu 18 miesięcy. Pierwsze pojemniki z SNF powinny zostać składowane w roku 2024, pod warunkiem uzyskania ostatecznej zgody na otwarcie i działalność składowiska uwarunkowanej pozytywnymi wynikami próbnego składowania z użyciem atrap zużytego paliwa jądrowego [7].

2.2. Podziemne Laboratorium Badawcze (PLB) Onkalo

W konsekwencji wyboru lokalizacji dla składowiska, w 2004 roku rozpoczęto budowę PLB Onkalo w bezpośrednim sąsiedztwie przyszłego składowiska geologicznego, z założeniem, że PLB w przyszłości będzie częścią składowiska [8], co już się stało. PLB składało się z korytarza głównego, pięciu komór badawczych, obszaru demonstracyjnego (pokazowego), technicznego zaplecza i trzech szybów (windowego i dwóch wentylacyjnych). PLB Onkalo służyło szczegółowemu rozpoznaniu budowy geologicznej, warunków hydrogeologicznych i geoinżynierskich składowiska. Ponadto prowadzone były sprawdziany technologii i procedur składowania odpadów bez użycia substancji promieniotwórczych oraz inne badania w ścisłym odniesieniu do składowiska. Do znajdującego się na głębokości 420 m laboratorium prowadziła z powierzchni ziemi pochylnia transportowa dostępna pojazdom kołowym. Niektóre pomieszczenia pomocnicze PLB znajdują się na głębokości 437 m [8]. Na obecnym etapie budowy składowiska PLB stało się już jego częścią.

2.3. Charakterystyka budowanego składowiska

Składowisko drążone jest w różnego rodzaju gnejsach. Dominują tzw. gnejsy żyłkowane o wieku 1,9 mld lat [9] (fot. 1).

W ciągu długiej historii geologicznej skały te wielokrotnie podlegały odkształceniom plastycznym, na które nałożyły się deformacje kruche skutkujące spękaniami

i uskokami. Ponadto część gnejsów uległa działaniom gorących roztworów wodnych zmieniającym ich skład mineralny. Niektóre ze stref uskokowych są aktywne hydraulicznie i stanowią tzw. strefy hydrogeologiczne [10]. W wyniku badań geologicznych i geofizycznych wybrano masyw skalny odpowiadający objętości składowiska poza strefami hydrogeologicznymi. Trafność wyboru potwierdzona została badaniami w PLB Onkalo.

Budowane składowisko bazuje na szwedzkiej koncepcji KBS-3V [11] (rys. 1). Zgodnie z nią SNF umieszczane jest w cylindrycznych pojemnikach z miedzi o średnicy 1,05 m i grubości ścian 5 cm. Wewnątrz pojemników osłonowych znajdują się stalowe walce z otworami na kasety z prętami paliwowymi zawierającymi zużyte paliwo jądrowe (fot. 2).



Fot. 1. Gnejs, w którym budowane jest składowisko geologiczne Onkalo (rdzeń wiertniczy o średnicy 12 cm) (Fot. autora).

Photo 1. Gneiss in which geological repository Onkalo is excavated (drill core with a diameter of 12 cm) (author's photo).



Fot. 2. Pojemnik do składowania zużytego paliwa jądrowego złożony z żeliwnego korpusu z otworami na kasety z prętami paliwowymi (po prawej) i miedzianej osłony, eksponowany w centrum informacyjnym EJ Olkiluoto (fot. autora).

Photo 2. Disposal canister for SNF consists of cast iron tube with holes for the spent fuel assembly (to the right) and a copper shielding canister designed to act as a corrosion barrier. The canister is on exhibition at the visitor center at the Olkiluoto NPP (author's photo).

Pojemniki w składowisku umieszczane będą na głębokości około 430 m w pionowych otworach o średnicy 1,75 m i długości 8 m odwierconych w spągu tuneli. Między ścianami otworu i pojemników umieszczane będą bloczki z bentonitu i piasku kwarcowego zmieszanych w proporcji 1:1 (rys. 1). Fiński urząd dozoru jądrowego (STUK) ustanowił największą dopuszczalną roczną dawkę promieniowania jonizującego, jaką może otrzymać osoba w składowisku, na 0,1 mSv [12]. Warto zauważyć, że średnia roczna dawka efektywna mieszkańców Finlandii wynosi 5,9 mSv.

Przed udostępnieniem składowiska Posiva dokona w 2023 roku próbnego składowania TRFD (ang. *Trial Run of Final Disposal*) z wykorzystaniem realistycznej atrapy wiązek zużytego paliwa jądrowego. Atrapy będą transportowane z przechowalnika SNF do zakładu kapsułowania, gdzie zostaną przełożone do miedzianych pojemników. Pojemniki z zaspawanymi pokrywami zostaną przetransportowane do składowiska i opuszczone na głębokość 430 m, a następnie umieszczone w otworach składowania za pomocą specjalistycznego pojazdu (rys. 1). Otwory z pojemnikami zostaną wypełnione buforem bentonitowym. Korytarz z zapełnionymi otworami zostanie podsadzony granulowanym bentonitem i zamknięty betonowym korkiem. Do próbnego składowania wykorzystane będą wszystkie urządzenia i procedury przewidziane dla rzeczywistego składowania SNF. Testowane będą również działania awaryjne polegające na usunięciu uszkodzonego pojemnika z komory składowania, jego naprawieniu i ponownym składowaniu. Próbnego składowanie będzie ostatecznym testem przed właściwym składowaniem. Jeśli test wypadnie pomyślnie, to operator uzyska ostateczną licencję na działalność, a pierwsze pojemniki z SNF powinny zostać składowane w roku 2024 [13].

Aktualnie (kwiecień 2023 r.) zakończono drążenie pierwszych pięciu korytarzy składowiska na głębokości 430 m o długości 350 m każdy. Z powierzchni ziemi do korytarzy prowadzi kręta droga dla pojazdów o długości około 1500 m. W jednym z korytarzy odwiercono osiem pionowych otworów z zastosowaniem specjalistycznej wiertnicy wykonanej w Niemczech. Posłużą do próbnego składowania pojemników z atrapami SNF. Wykonano również szyb transportowy odpadów, szyby wentylacyjne oraz szyb windy osobowej. Gotowa jest także podziemna stacja odbioru pojemników z odpadami.

Po oddaniu do użytku składowisko pozostanie w stadium operacyjnym przez 100 lat. W tym czasie będzie możliwe odzyskanie SNF. W czasie aktywnego funkcjonowania składowiska będzie wydrążonych 100 korytarzy składowania o łącznej długości 35 km. Maksymalna długość jednego korytarza wyniesie 350 m, wysokość 4,5 m, a szerokość 3,5 m. W jednym korytarzu zmieści się 30 pojemników z SNF, co odpowiada około 65 tonom SNF [14]. Łączny koszt budowy składowiska szacuje się na 500 milionów euro.

3. Szwecja

W Szwecji około 40% energii elektrycznej wytwarzanej jest przez sześć bloków jądrowych z reaktorami energetycznymi: 4 typu BWR i 2 PWR w trzech elektrowniach (Forsmark, Oskarshamn, Ringhals), które planują działalność do około 2040 roku [15]. Łączna ilość SNF ze szwedzkiej energetyki jądrowej wyniesie około 12 600 ton [16].

3.1. Postępowanie z odpadami z EJ i wybór lokalizacji geologicznego składowiska głębokiego

W Szwecji za postępowanie z odpadami z elektrowni jądrowych odpowiadają jej właściciele. Na poczet składowania SNF wnoszą składki do Funduszu Odpadów Jądrowych zarządzanego przez rząd. W latach 70. XX wieku utworzono spółkę celową SKB (szw. *Svensk Kärnbränslehantering AB*) odpowiedzialną za postępowanie z odpadami promieniotwórczymi. Szwecja przyjęła otwarty cykl paliwowy; zatem składowane będzie nieprzetworzone zużyte paliwo jądrowe.

W 1985 roku uruchomiono centralny przechowalnik SNF (CLAB – szw. *Centralt mellanlager för använt kärnbränsle*) w Oskarshamn o pojemności 8000 ton. Do połowy 2020 roku w CLAB zgromadzono około 7300 ton SNF, które będzie przechowywane w wodnym basenie przez 40–50 lat. W sierpniu 2021 roku rząd wyraził zgodę na zwiększenie pojemności składowiska do 11 000 ton [17]. CLAB rocznie przyjmuje od 15 do 25 ton SNF.

Od 1988 roku funkcjonuje podziemne składowisko krótkożyciowych odpadów (SFR) nieopodal EJ Forsmark [18]. Wydrążono je w skałach granitowych 60 m poniżej poziomu powierzchni Morza Bałtyckiego. Składa się z czterech 160-metrowych skalnych komór i betonowego silosa 50-metrowej wysokości dla najbardziej aktywnych odpadów. Rocznie składowisko przyjmuje 10–20 m³ odpadów. Z końcem 2014 roku SKB wystąpiła o zgodę na rozbudowę SFR z obecnych 63 tys. m³ pojemności do 200 tys. m³, aby można było przyjąć odpady z (trwale) wyłączonych reaktorów. W grudniu 2021 roku rząd Szwecji wydał stosowną zgodę, lecz ostateczne decyzje muszą podjąć sąd właściwy do spraw środowiska i szwedzki urząd dozoru jądrowego SSM (szw. *Strålsäkerhetsmyndigheten*). Roczny koszt utrzymania SFR wynosi około 40 mln koron szwedzkich (4 mln euro) [18].

Poszukiwanie lokalizacji dla budowy geologicznego składowiska głębokiego zainicjowano w 1977 roku analizami studialnymi dla około 1000 miejsc w całej Szwecji zarówno pod kątem warunków geologicznych, jak i innych, w tym uwarunkowań społecznych [19]. W latach 1993–2000 prowadzono bardziej szczegółowe rozpoznanie w trzech grupach miejsc, rozpatrując 8 lokalizacji, z których do kompleksowej, szczegółowej charakterystyki wytypowano okolice miejscowości Forsmark i Laxemar [20]. Badania

geologiczne, geofizyczne, środowiskowe i inne prowadzono w latach 2002–2008. W 2009 roku wskazano Forsmark jako optymalną lokalizację dla geologicznego składowiska głębokiego (rys. 2). Dwa lata później SKB wystąpiło o zgodę na budowę geologicznego składowiska głębokiego. W 2017 roku taką zgodę wydał szwedzki urząd dozoru jądrowego SSM, natomiast sąd właściwy do spraw środowiska po rozstrzygnięciu wątpliwości dotyczących trwałości pojemników na SNF również wydał decyzję pozytywną w 2020 roku. W tym samym roku zgodę na budowę składowiska udzieliła Rada gminy Östhammars, na której terenie znajduje się Forsmark. W styczniu 2022 roku rząd Szwecji wydał ostateczną zgodę na budowę składowiska [21]. Zgodnie ze szwedzkim prawodawstwem pozytywnie w tej sprawie muszą się wypowiedzieć sąd właściwy ds. środowiska oraz SSM, który ostatecznie zatwierdzi plan robót [22]. SKB ma nadzieję na rozpoczęcie budowy składowiska w połowie lat dwudziestych i rozpoczęcie jego eksploatacji w roku 2032.

Podkreślić należy, że na każdym z etapów procesu wyboru lokalizacji składowiska zaangażowane były społeczności lokalne. Zbudowało to zaufanie mieszkańców zainteresowanych gmin do takiego stopnia, że zaczęły rywalizować o powstanie składowiska na ich terenie. Aby udobruchać mieszkańców przegranej gminy Oskarshamns, SKB zdecydowało o budowie na jej terenie zakładu kapsułowania SNF [22].

O szczególności badań geologicznych prowadzonych w latach 2002–2007 na obszarze przyszłego składowiska geologicznego w Forsmark świadczą liczby: wykonano 25 rdzeniowanych otworów wiertniczych do głębokości ponad 500 m, z czego 9 na głębokość 1000 m. W ten sposób uzyskano 16 km rdzeni wiertniczych do badań laboratoryjnych. Wywiercono 101 płytkich wierceń glebowych. Wyniki badań ujęto w 800 raportach naukowych, obejmując szerokie spektrum zagadnień istotnych dla bezpieczeństwa składowiska i jego oddziaływania na środowisko i ludzi [20]. Łączny koszt tych badań wyniósł 600 milionów koron szwedzkich [22].

3.2. Podziemne Laboratorium Badawcze „Äspö Hard Rock Laboratory”

Zbudowano je w latach 1990–1995 w diorycie i granodiorycie o wieku około 1,8 mld lat na wyspie Äspö u południowo-wschodnich wybrzeży Szwecji w pobliżu EJ Oskarshamn (rys. 2) na głębokości od 340 do 460 m [23].

Zostało zaprojektowane, aby wiernie odtworzyć wszystkie elementy rzeczywistego składowiska geologicznego. W laboratorium przeprowadza się rozmaite eksperymenty symulujące procesy spodziewane w dłuższej perspektywie czasowej, jak np. określenie tempa migracji pierwiastków w środowisku skalnym, wykorzystując do tego celu stabilne analogi radionuklidów. Testowano urządzenia i rozwiązania techniczne, zarówno dotyczące robót górniczych

w górotworze, jak i technologii składowania. Szereg eksperymentów prowadzi się we współpracy z partnerami zagranicznych. Ponadto PLB Äspö spełnia ważną rolę edukacyjną [24].

3.3. Charakterystyka składowiska

Składowisko zbudowane będzie w granitach o wieku 1,87 miliarda lat na głębokości 500 m [20, 21]. Powierzchnia składowiska na tej głębokości wyniesie od 3 do 4 km², długość korytarzy transportowych i korytarzy przeznaczonych do otworowego składowania pojemników z SNF osiągnie 66 km. Szacuje się, że w czasie robót górniczych trzeba będzie usunąć około 2,3 mln m³ skał. Sposób i procedury składowania są identyczne z opisanymi dla składowiska Onkalo, zgodnie z koncepcją KBS-3V opracowaną przez SKB. Pojemność składowiska Forsmark projektowana jest na 6 tysięcy pojemników z SNF. Czas trwania budowy przewiduje się na około 10 lat, a czas obliczeniowy eksploatacji wyniesie 100 lat [22]. Podobnie jak w Onkalo, będzie istniała możliwość odzyskiwania pojemników z SNF w czasie aktywnej eksploatacji składowiska.

4. Francja

We Francji działa 56 energetycznych bloków jądrowych zapewniających pokrycie około 70% zapotrzebowania kraju na energię elektryczną [25]. Uruchomienie kolejnego najnowszego bloku z reaktorem EPR we Flamanville w departamencie Manche, budowanego od 2007 roku, ma nastąpić w 2024 roku [25]. Do roku 2035 planowano zamknięcie 14 bloków jądrowych, co oznaczałoby spadek udziału energii jądrowej w miksie energetycznym Francji do 50% [27]. Jednak po wybuchu wojny na Ukrainie w 2022 r. rząd Francji zdecydował o powrocie do rozwoju energetyki jądrowej. Planowana jest budowa około 6 nowych bloków jądrowych. Francuskie reaktory energetyczne zużywają rocznie 9700 ton dwutlenku uranu i wytwarzają rocznie 1150 ton SNF [26], co stanowi 25% zużytego paliwa jądrowego powstającego w Europie [28].

4.1. Postępowanie z odpadami z EJ i wybór lokalizacji geologicznego składowiska głębokiego

Francja preferuje zamknięty cykl paliwowy. SNF jest krótko przechowywane w mokrych przechowalnikach z przeznaczeniem na przerób. Zużyte paliwo jądrowe jest przetwarzane na paliwo MOX (ang. *mixed oxide fuel*) w zakładach La Hague w departamencie Manche. W tym zakresie Francja świadczyła usługi dla innych krajów, np. Niemiec czy Japonii {w zakresie przetwarzania zużytego paliwa jądrowego}. W czasie przerobu SNF odzyskuje się 99,9% plutonu i uranu. Powstaje przy tym około 3–4%

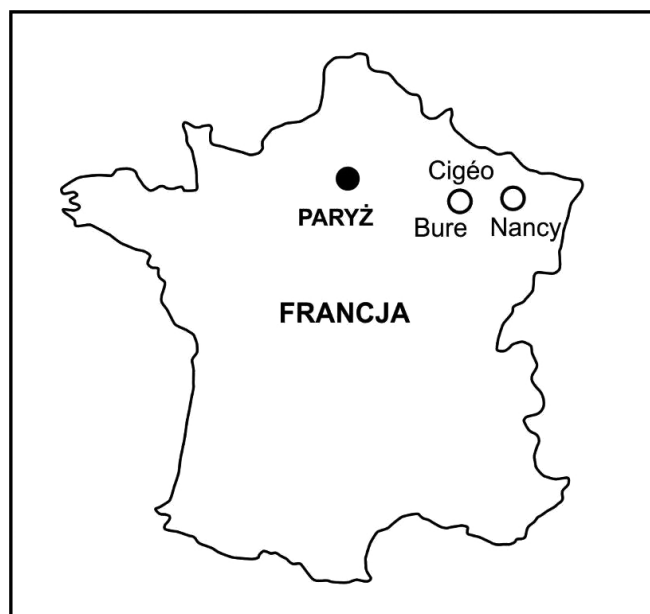
ciekłych HLW, które poddawane są witrażacji w szkło borokrzemianowe. HLW stanowi tylko 0,2% objętości wszystkich odpadów promieniotwórczych. Dominują (60% obj.) odpady krótkożyciowe o małej lub średniej aktywności [27].

Ustawa z 1991 roku o odpadach ustanowiła agencję ANDRA (fr. *Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs*) odpowiedzialną za postępowanie z odpadami promieniotwórczymi. Od tego też roku prowadzony jest przez tę agencję program budowy składowiska geologicznego „Cigéo” (fr. *Centre Industriel de stockage GEOlogique*). Decyzja o budowie składowiska geologicznego dla HLW i odpadów średnioaktywnych długożyciowych ILW-LL⁶ z możliwością odzyskiwania odpadów zapadła w drodze ustawy w 2006 roku [29], znowelizowanej w 2015 roku. Latem 2022 roku rząd Francji uznał „Cigéo” za inwestycję pożytku publicznego, co stworzyło ramy prawne dla budowy powierzchniowej infrastruktury niezbędnej do funkcjonowania składowiska, a także ułatwiło szereg działań administracyjno-organizacyjnych. W styczniu 2023 roku ANDRA złożyła do francuskiego urzędu dozoru jądrowego ASN (fr. *Autorité de Sûreté Nucléaire*) wnioski o pozwolenie na budowę składowiska [30]. ANDRA ma nadzieję, że po uzyskaniu zezwolenia budowa „Cigéo” potrwa osiem lat.

Prognozowana ilość odpadów z przeznaczeniem do składowania geologicznego obejmuje 10 tys. m³ VHLW (z czego 40% już wytworzono) powstałych z przerobu 45 tysięcy ton SNF i 75 tys. m³ ILW-LL, z czego 15 tysięcy metrów sześciennych stanowią elementy metalowe z SNF [27]. W wyniku rozpoznania geologicznego Francji zdecydowano się na budowę składowiska „Cigéo” w warstwie skały ilastej w miejscowości Bure na granicy departamentów Mesuse i Haute-Marne (rys. 3). ANDRA ma nadzieję, że budowa składowiska rozpocznie się w roku bieżącym i potrwa osiem lat.

4.2. Podziemne Laboratorium Badawcze Bure

Od roku 2000 projekt budowy składowiska geologicznego wspomagany jest interdyscyplinarnymi badaniami prowadzonymi w PLB Bure skonstruowanym w warstwie skały ilastej, w której budowane będzie składowisko geologiczne [31]. Obszar, na którym powstało PLB, był szczegółowo rozpoznany wierceniami geologicznymi i badaniami geofizycznymi. W pierwszych latach działania PLB skupiono się na badaniach skały ilastej w celu potwierdzenia jej właściwości gwarantujących izolację odpadów w długiej perspektywie czasowej. Następnie analizowano oddziaływanie technicznej infrastruktury składowiska na środowisko geologiczne i skutki ingerencji w to środowisko z punktu widzenia jego sprawności jako bariery. W tym kontekście badano też zachowanie się elementów systemu



Rys. 3. Lokalizacja planowanego geologicznego składowiska głębokiego „Cigéo” w Bure.

Fig. 3. Site of the planned deep geological repository “Cigéo” in Bure, France.

składowania. Kolejny etap badań dotyczył testowania rozwiązań technicznych i sprzętowych oraz procedur związanych z konstrukcją składowiska, jego aktywnym funkcjonowaniem, w tym możliwości odzyskania składowanych odpadów zarówno w fazie aktywnej, jak i pasywnej jego istnienia. Od 2016 roku testowane są wszystkie procedury i działania niezbędne do uzyskania licencji na budowę składowiska [31].

4.3. Charakterystyka składowiska

Podziemna część składowiska o powierzchni 15 km³ wydrążona będzie w skałe ilastej o wieku 155 mln lat (z okresu jurajskiego), na głębokości 490 m. Pokład skały ilastej ma grubość od 130 do 170 m i jest fragmentem wschodniej części stabilnej struktury geologicznej zwanej Basenem Paryskim. Obszar ten cechuje się prostą budową geologiczną. Przez ostatnie 150 mln lat nie podlegał istotnym deformacjom tektonicznym. Dwa duże uskoki znajdują się poza granicami obszaru przeznaczanego na budowę składowiska. Nad stropem pokładu skał ilastych na głębokości 420 m zalegają jurajskie wapienie. W podłożu skały ilastej znajdują się starsze wapienie jurajskie, a pod nimi margle i skały ilaste. Skała ilasta, w której znajduje się PLB i w której będzie drążone składowisko, składa się w 40–45% z minerałów ilastych: minerału o mieszanopakietowej strukturze illit/smektyt (30%), illitu (10–20%), muskowitu, kaolinitu i chlorytu [31]. W części pokładu, w której drążone będą chodniki i komory składowania, zawartość minerałów ilastych osiąga 55%.

⁶ Zgodnie z francuską klasyfikacją odpadów promieniotwórczych odpady średnioaktywne (ILW) dzielą się na krótkożyciowe, SL (zawierają radionuklidy o czasie połowicznego rozpadu $T_{1/2} < 31$ lat) i długożyciowe, LL ($T_{1/2} > 31$ lat).

Składowisko jest tak zaprojektowane, aby jego chodniki i komory składowania znajdowały się w odległości co najmniej 50 m od stropu i spągu pokładu skały ilastej. Te 50-metrowe półki skalne zapewniają izolację składowanych odpadów od infiltrującej wody. Temperatura skały na kontakcie z odpadem nie może przekroczyć 90°C, aby nie naruszyć własności mechanicznych i sorpcyjnych skały oraz aby nie wytworzyć obszernego pola termicznego wokół odpadów.

Planuje się dwufazowe uruchamianie składowiska [31]. W fazie pilotażowej trwającej 50 lat, w niedużej strefie mieszczącej 18 otworów o długości 80 m każdy, będą składowane odpady i testowane sposoby ich odzysku. W fazie przemysłowej działalności składowiska odpady wysokoaktywne będą umieszczane w około 1000 otworów o długości 150 m, a odpady IL-LL w 25 komorach o długości 500 m każda [27].

Pojemniki z VHLW ze względu na pokładowy układ warstwy ilastej będą umieszczane w poziomych otworach wywierconych z korytarzy transportowych. W otworach o średnicy 70 cm i długości 100–150 m robot będzie umieszczał pojemniki w takiej odległości od siebie, aby nie powstało rozległe pole termiczne, a odpady nie osiągnęły krytyczności. Pojemniki z IL-LLW będą umieszczane w komorach składowania długich na kilkaset metrów i średnicy 10 m. Pojemniki będą układane jeden nad drugim warstwami. Czas aktywnego funkcjonowania składowiska planuje się na 120 lat, a łączny koszt składowania wyniesie około 25 mld euro [27].

5. Podsumowanie

Po ponad 60 latach od pojawienia się koncepcji głębokiego składowania odpadów jądrowych w formacjach geologicznych Finlandia, jako pierwszy kraj na świecie, buduje takie składowisko i wskazuje konkretną datę jego uruchomienia uzasadnioną postępem robót. Blisko decyzji o rozpoczęciu budowy składowiska geologicznego jest także Szwecja. Wiele wskazuje, że również Francja w najbliższej przyszłości podejmie ostateczną decyzję o budowie swojego składowiska geologicznego. Lista krajów zdecydowanych pójść śladem wiodącej trójki jest coraz dłuższa (tab. 1) i można domniemać, że w bieżącej dekadzie szereg z nich rozpocznie działania prowadzące do finalizacji planów budowy składowisk geologicznych.

Należy wszakże pamiętać, że procesy planistyczne, lokalizacyjne i legislacyjne prowadzące do budowy składowiska są długotrwałe i nie zawsze kończą się pozytywnie. Świadczy o tym przykład Stanów Zjednoczonych – kraju, który już w latach 50. XX wieku planował składowanie odpadów jądrowych w głębokich formacjach solnych. Mimo iż od roku 1999 w Nowym Meksyku funkcjonuje geologiczne składowisko na głębokości 660 m w pokładzie soli przyjmujące odpady zawierające długożyciowe radionuklidy o masie atomowej większej od uranu, tzw.

transuranowce, to całkowitym fiaskiem zakończył się program budowy składowiska wysokoaktywnych odpadów z energetyki jądrowej w wulkanicznych tufach gór Yucca w Nowadzie [33]. Po ponad 40 latach badań i zaawansowanym stanie budowy składowiska oraz wydaniu kwoty ponad 10 miliardów dolarów, w 2009 roku rząd wstrzymał, a praktycznie zakończył inwestycję. Inna sprawa, że lokalizacja składowiska w warunkach geologicznych odbiegających od przyjętych rozwiązań w pozostałych krajach jądrowych od samego początku budziła kontrowersje wśród specjalistów. Również Niemcy zrewidowały swój program głębokiego składowania odpadów z energetyki jądrowej w wysadzie solnym i wróciły do punktu wyjścia, czyli poszukiwań optymalnej litologii oraz lokalizacji dla odpadów wysokoaktywnych [34]. Odpady nisko- i średnioaktywne będą składowane na głębokości 850 m w byłej głębinowej kopalni rud żelaza Konrad koło Salzgitter w Dolnej Saksonii.

W naszym programie energetyki jądrowej powinniśmy korzystać z doświadczeń innych krajów. Pozornie odległa perspektywa czasowa pojawienia się pierwszych odpadów z polskiej EJ może działać uspokajająco. Wszelako nawet w Finlandii wybór lokalizacji budowanego obecnie składowiska zajął około 40 lat i to w bardzo sprzyjających warunkach geologicznych i społecznych. Ramy czasowe powstania składowiska głębokiego i skojarzonego z nim podziemnego laboratorium badawczego w Polsce nakreślone w krajowym planie postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym [36] obejmują około 60 lat. W tym kontekście warto przypomnieć prowadzony przez PAA w latach 1997–1999 *Strategiczny program rządowy „Gospodarka odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym”*, w którym na podstawie analiz studialnych i bardzo wstępnego rozpoznania geologicznego wskazano perspektywiczne lokalizacje głębokiego składowiska geologicznego w skałach ilastych i solnych [37]. Po 24 latach od zakończenia tego programu nie wydaje się, aby którakolwiek z tych lokalizacji była aktualna. Jest zasadne, aby myślenie o końcowym etapie cyklu paliwowego było immanentną składową działaniami związanymi z planami rozwoju energetyki jądrowej w Polsce.

Podziękowania. Autor dziękuje recenzentom za konstruktywne uwagi i sugestie, które znacząco poprawiły ostateczną wersję artykułu.

Notka o autorze

Prof. dr hab. Janusz Janeczek – absolwent geologii Uniwersytetu Wrocławskiego (1976). Od 1984 r. związany z Uniwersytetem Śląskim, którego był rektorem w latach 2002–2008. Uczestniczył w latach 1990–2000 w pracach międzynarodowego zespołu badającego największe złożo uranu na świecie Cigar Lake w Kanadzie oraz naturalne reaktory jądrowe Oklo w Gabonie, jako analogi głębokiego składowiska odpadów promieniotwórczych. Autor kilkudziesięciu publikacji naukowych z dziedziny mineralogii i geochemii, w tym prac nad minerałami uranu oraz migracją pierwiastków promieniotwórczych w naturalnych reaktorach jądrowych. Jest specjalistą w dzie-

dzinie geologicznych aspektów składowania odpadów promieniotwórczych. Jest przewodniczącym Komitetu Nauk Mineralogicznych, był przewodniczącym Polskiego Towarzystwa Mineralogicznego, przewodniczył Radzie Narodowego Centrum Nauki. Od lat dziewięćdziesiątych XX wieku związany z PAA, jako Radca Prezesa

PAA, a następnie członek, a od 2016 roku przewodniczący Rady Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej przy Prezesie Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

1. Survey of National Programs for Managing High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel: Update. A Report to Congress and the Secretary of Energy, U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, February 2016.
https://www.nwtrb.gov/docs/default-source/reports/survey_report_2016.pdf?sfvrsn=6 (dostęp 22.06. 2022).
2. Management and Disposal of High-Level Radioactive Waste: Global Progress and Solutions. 2020. Radioactive Waste Management 2020. OECD, NEA no 7532.
3. Disposal of Radioactive Waste. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-5. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2011.
4. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe, Dz. U. z 2021 r. poz. 623, 784 (rozdz. 7).
5. <https://www.tvo.fi/en/index/news.html> (dostęp 6.04.2022).
6. Management of spent fuel and radioactive waste in Finland – national programme in accordance with Article 12 of the Council Directive 2011/70/Euratom. Ministry of Employment and the Economy, Energy Department. July 2015, Helsinki.
7. nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2021/05/11/excavation-of-fi (dostęp 8.12.2021).
8. Country nuclear power profiles Finland updated June 2020 IAEA at: cnpp.iaea.org/countryprofiles/Finland/Finland.htm (dostęp 22.06.2022).
9. Aaltonen I., Engström J., Front K., Gehör S., Kosunen P., Kärki A., Mattila J., Paanen M., Paulamäki S. (2016). Geology of Olkiluoto. Posiva 2016-16.
10. Nordbäck N., Engström J. (2016). Outcome of Geological Mapping and Prediction. Outcome Studies of ONKALO. Posiva 2016-14.
https://www.researchgate.net/publication/340443412_Outcome_of_Geological_Mapping_and_PredictionOutcome_Studies_of_ONKALO#fullTextFileContent (dostęp 22.06.2022).
11. <https://www.skb.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/our-methodology/> (dostęp 22.06.2022).
12. Radiation and Nuclear Safety Authority GUIDE YVL D.5 / 13.02.2018.
13. <https://www.posiva.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2021/trialrunoffinaldisposalstartby2023.html>.
14. https://www.nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2021/05/11/excavation-of-fi; (dostęp 8.11.2021).
15. <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/sweden.aspx> (dostęp 22.06.2022).
16. <https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/Sweden/Sweden.htm> (dostęp 23.06.2022).
17. <https://www.skb.com/> (dostęp 27.06.2022).
18. <https://www.skb.com/our-operations/sfr/> (dostęp 30.06.2023).
19. Thegerström C., Engström, S.L. Deep geological disposal of nuclear waste in the Swedish crystalline bedrock. *atw*, vol. 58 (2013) issue 6, 359–363.
20. Site investigation Forsmark 2002-2007. SKB April 2012.
21. <https://www.government.se/articles/2022/01/final-disposal-of-spent-nuclear-fuel/> (dostęp 30.01.2022).
22. <http://www.skb.com/future-projects/the-spent-nuclear-fuel-repository/> (dostęp 22.06.2022).
23. Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden: <http://bsuin.eu/underground-labs/aspo-hard-rock-laboratory-sweden/> (dostęp 22.06.2022).
24. <https://www.skb.com/research-and-technology/laboratories/the-aspo-hard-rock-laboratory/> (dostęp 22.06.2022).
25. <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/france.aspx> (dostęp 29.06.2022).
26. <https://www.iaea.org/newscenter/news/frances-efficiency-in-the-nuclear-fuel-cycle-what-can-oui-learn> (dostęp 29.06.2022).
27. Landais P. (2021). France's strategy on the back-end of the fuel cycle and the management and disposal of radioactive waste: Is final disposal still the Achilles' heel of the nuclear industry? NSA -September 28 and 29, 2021-Virtual Meeting.
28. The World Nuclear Waste Report 2019. Focus Europe dostępny: <https://worldnuclearwastereport.org/> (dostęp 27.06.2022).
29. Butez M., Bartagnon O., Gagner L., Advocat T., Sacristan P., Beguin S. Industrial program of waste management – Cigéo Project – 13033. WM2013 Conference, February 24-28, 2013, Phoenix, Arizona, USA.
30. Application lodged for construction of French repository. World-Nuclear-News. 18 January 2023.
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Application-lodged-for-construction-of-French-repo> (dostęp 11.05.2023).
31. Synthesis of 20 years research, development and demonstration in Andra's Underground Research Laboratory in Bure for Cigéo Project – France". 2019. Document technique/Technical Document Identification / Identification DRPAS3C190095 Andra.
32. Cigeo. <https://international.andra.fr/solutions-long-lived-waste/cigeo> (dostęp 27.06.2022).
33. Reset of America's Nuclear Waste Management. Strategy and Policy. 2018. Report. Stanford University Center for International Security and Cooperation and George Washington University.
34. Final disposal of radioactive waste. Federal Ministry for Economic Affairs and Climate. 2023.
<https://www.bmwk.de/Redaktion/EN/Artikel/Energy/nuclear-energy-final-disposal-of-radioactive-waste.html> (dostęp 17.06.2023).
35. Completion of German waste repository delayed. World Nuclear News. 15 June 2023.
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Completion-of-German-waste-repository-delayed> (dostęp 18.06.2023).
36. Uchwała nr 154 Rady Ministrów z dnia 21 października 2020 r. w sprawie aktualizacji „Krajowego planu postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym.” M. P. 2020, poz. 1070.
37. Janeczek J., Włodarski J., 2000, *Wytypowanie lokalizacji i opracowanie koncepcji składowiska odpadów promieniotwórczych w głębokich formacjach geologicznych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, vol. 41, nr 1, s. 29–48.

Analiza możliwości pomiarowych detektora μ SPEC1500 w monitoringu środowiskowym

Analysis of the metrological capabilities of the μ SPEC1500 detector in environmental monitoring

Rafał Dąbrowski^{a, b}, Łukasz Modzelewski^c

^a Państwowa Agencja Atomistyki

^b Politechnika Warszawska

^c Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej

Streszczenie: W artykule przedstawiono analizę wyników pomiarów testowych nowoczesnego, spektrometrycznego detektora półprzewodnikowego z kryształem CZT pod kątem możliwości zastosowania w warunkach środowiskowych, w monitoringu radiacyjnym wokół przyszłej elektrowni jądrowej w Polsce. Pomiarzy przeprowadzono w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) oraz w siedzibie Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) w Warszawie. Zbadano liniowość kalibracji energetycznej, zdolność rozdzielczą, wpływ temperatury na wyniki pomiarów, liniowość odpowiedzi detektora oraz wydajność detekcji.

Słowa kluczowe: Monitoring radiacyjny, detektor półprzewodnikowy CZT.

Abstract: The paper analyses the results of test of a modern, spectrometric detector with a semiconductor crystal CZT performed to check its applicability for environmental measurements in radiation monitoring around the future nuclear power plant in Poland. The measurements were conducted in the Central Laboratory for Radiological Protection (CLOR) and in the National Atomic Energy Agency (PAA) in Warsaw. Linearity of the energy calibration, energy resolution, temperature dependence, linearity of the response and detection efficiency have been investigated.

Keywords: Radiation monitoring, CZT semiconductor detector.

1. Wstęp

Perspektywa wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce wiąże się z koniecznością zapewnienia bezpieczeństwa działania przyszłych elektrowni jądrowych. Jednym z istotnych zadań w tym aspekcie będzie prowadzenie ciągłego monitoringu radiacyjnego wokół elektrowni w celu szybkiego wykrycia skażeń promieniotwórczych, które mogłyby się pojawić w przypadku awarii. Zgodnie z zaleceniami międzynarodowymi [1, 2] monitoring ten musi być prowadzony przez operatora obiektu i weryfikowany niezależnie przez organ dozoru jądrowego (Państwową Agencję Atomistyki, PAA). Oprócz pomiarów laboratoryjnych próbek środowiskowych (m.in. wody, gleby, produktów żywnościowych) w ramach monitoringu radiacyjnego prowadzi się ciągle, automatyczne pomiary tła promieniowania, wyrażane jako moc przestrzennego równoważnika

dawki, którą oznacza się symbolem $\dot{H}^*(10)$. Urządzenia wykorzystywane do tego rodzaju pomiarów wokół obiektów jądrowych muszą być zatem wyposażone w detektory charakteryzujące się następującymi cechami:

- 1) niezawodność pracy w warunkach środowiskowych przy dużych wahaniami temperatury otoczenia,
- 2) wydajność detekcji pozwalająca na wykrywanie nawet niewielkich anomalii tła promieniowania,
- 3) szeroki zakres pomiarowy – od wartości na poziomie tła promieniowania naturalnego do poziomów obserwowanych w bliskiej odległości od elektrowni jądrowej w przypadku awarii,
- 4) zdolność identyfikacji pierwiastków promieniotwórczych.

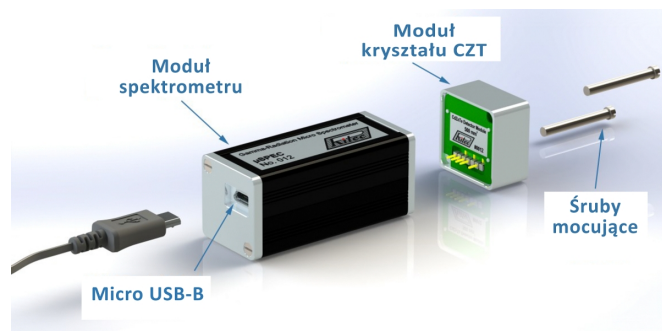
Jednym z możliwych rozwiązań jest użycie detektorów spektrometrycznych opartych na półprzewodnikowym kryształach CZT (CdZnTe). Urządzenia te – w przeciwień-

stwie do większości detektorów półprzewodnikowych – nie wymagają chłodzenia, przez co mogą być wykorzystywane w pomiarach środowiskowych. Posiadają przy tym dużą energetyczną zdolność rozdzielczą, która pozwala na rozróżnianie izotopów niewiele różniących się od siebie energiami promieniowania gamma. Pomiar testowy opisane w niniejszej pracy wykonano przy użyciu detektora SPEC1500 z kryształem CZT o objętości 1,5 cm³ firmy RITEC [3]. Zostały one przeprowadzone na stanowisku kalibracyjnym gamma w Laboratorium Wzorcowania Przyrządów Dozymetrycznych i Radonowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) oraz w PAA z wykorzystaniem źródełek kalibracyjnych. Wykonano kalibrację energetyczną oraz zbadano zdolność rozdzielczą, wpływ temperatury na wyniki pomiarów, liniowość odpowiedzi i wydajność detekcji.

W tym celu wykonano pomiar testowy przy użyciu detektora SPEC1500 z kryształem CZT o objętości 1,5 cm³ firmy RITEC [3]. Zostały one przeprowadzone na stanowisku kalibracyjnym gamma w Laboratorium Wzorcowania Przyrządów Dozymetrycznych i Radonowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR) oraz w PAA z wykorzystaniem źródełek kalibracyjnych. Wykonano kalibrację energetyczną oraz zbadano zdolność rozdzielczą, wpływ temperatury na wyniki pomiarów, liniowość odpowiedzi i wydajność detekcji.

2. Budowa i zasada działania detektora μ SPEC1500

Poszczególne komponenty detektora SPEC1500 zostały przedstawione na rysunku 1. Niewielki kryształ CZT jest zamknięty w osobnej obudowie, z której wyprowadzone jest złącze prowadzące do modułu spektrometru. Znajdujący się w nim układ elektroniczny pełni funkcje wzmacniacza sygnału, analizatora wielokanałowego oraz zasilacza wysokiego napięcia. Wysokie napięcie przyłożone do kryształu CZT powoduje odpowiednią polaryzację sieci krystalicznej półprzewodnika. Wpadający foton gamma lub X powoduje powstanie impulsu napięciowego, który jest przenoszony do układu wzmacniacza. Jego rolą, oprócz odpowiedniego wzmocnienia sygnału, jest też uformowanie go w impuls o kształcie zbliżonym do funkcji Gaussa. Intensywność tego impulsu zależy od energii, która została zdeponowana w kryształach przez padający foton. Segregację i zliczanie impulsów o poszczególnych amplitudach, odpowiadających różnym energiom promieniowania, wykonuje analizator wielokanałowy (ang. *Multi Channel Analyzer* – MCA). Tworzy on widmo spektrometryczne, czyli histogram pokazujący liczbę impulsów zarejestrowanych w zadanym czasie w poszczególnych



Rys. 1. Budowa detektora μ SPEC1500 (źródło: [3]).
Fig. 1. Design of the μ SPEC1500 detector (source: [3]).

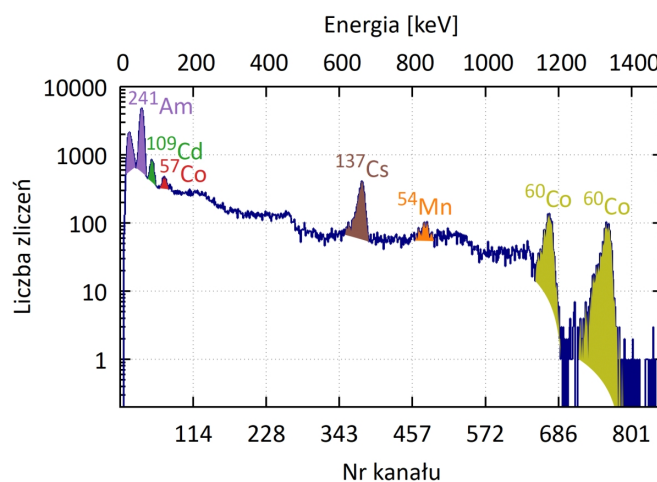
kanałach analizatora, które odpowiadają określonym przedziałom energetycznym. Spektrometr podłącza się do komputera poprzez kabel USB. Cały układ jest sterowany za pomocą oprogramowania *WinSPEC for inspectors* produkcji firmy GBS Elektronik [4].

3. Kalibracja energetyczna

Do prawidłowej identyfikacji jakościowej pierwiastków promieniotwórczych w widmie promieniowania gamma niezbędna jest kalibracja energetyczna układu spektrometrycznego. Określa ona zależność pomiędzy numerami kanałów MCA a energią zdeponowaną w kryształach półprzewodnika. Zależność ta powinna być jak najbardziej liniowa, czyli numer kanału powinien być wprost proporcjonalny do energii.

Kalibracja energetyczna detektora SPEC1500 została wykonana niezależnie w CLOR oraz w PAA. W CLOR wykorzystano źródło kalibracyjne w postaci filtra Petriana z naniesionym roztworem zawierającym mieszaninę radionuklidów. Źródło było umieszczone bezpośrednio przy detektorze. Rysunek 2 przedstawia zmierzone widmo, natomiast w tabeli 1 podane są parametry źródła.

Podczas pomiarów w PAA wykorzystano źródła kalibracyjne o niewielkiej aktywności (nie podlegające obowiązki uzyskania zezwolenia ani zgłoszenia). Źródłem ²²⁶Ra była zużyta czujka dymu typu 62050 firmy ESSER. Dane dotyczące aktywności tych źródeł nie były dostępne, przeprowadzono zatem pomiary kontrolne mocy przestrzennego równoważnika dawki $\dot{H}^*(10)$ za pomocą przyrządu RadSeeker [5], który ustawiano w podobnym położeniu, jak później badany detektor SPEC1500. W tabeli 2 podane są parametry źródeł, natomiast zmierzone widma są przedstawione na rysunku 3.



Rys. 2. Widmo promieniowania gamma źródła kalibracyjnego zmierzone w CLOR (czas pomiaru 445 s).

Fig. 2. Gamma spectrum of the calibration source measured at CLOR (measurement duration 445 s).

Tabela 1. Dane źródła kalibracyjnego zmierzonego w CLOR. Aktywności poszczególnych izotopów zostały podane na dzień wykonania pomiaru.**Table 1.** Details of the calibration source measured at CLOR. Activities of the isotopes are given for the date of the measurement.

Izotop	Aktywność [kBq]	Okres półtrwania	Energia [keV]	Prawdopodobieństwo emisji [%]
²⁴¹ Am	5,27	432,6 lat	26,3	2,31
			59,5	35,92
¹⁰⁹ Cd	4,90	461,4 dni	88,0	3,66
⁵⁷ Co	0,07	271,8 dni	122,1	85,49
¹³⁷ Cs	4,35	30,05 lat	661,7	84,99
⁵⁴ Mn	0,62	312,13 dni	834,8	99,98
⁶⁰ Co	4,25	5,27 lat	1173,2	99,85
			1332,5	99,98

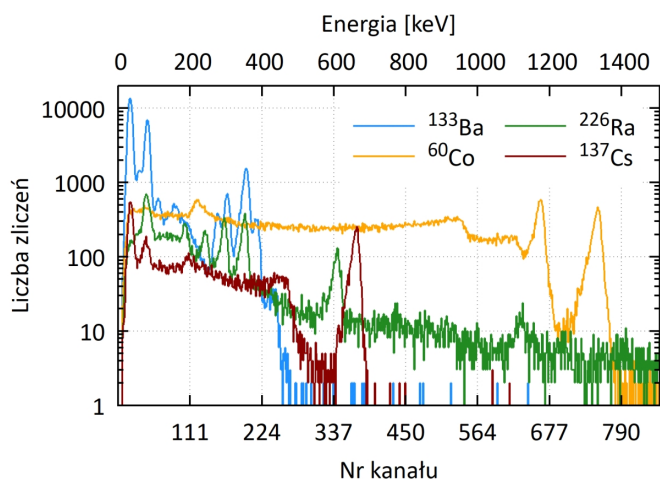
Tabela 2. Dane źródeł kalibracyjnych zmierzonych w PAA. Piki pochodzące od promieniowania X nie były brane pod uwagę przy wyznaczaniu parametrów kalibracji energetycznej.**Table 2.** Details of the calibration sources measured at PAA. Peaks resulting from the X radiation were not taken into account for the energy calibration.

Izotop	$\dot{H}^*(10)$ [μ Sv/h]	Okres półtrwania	Energia [keV]	Prawdopodobieństwo emisji [%]
¹³³ Ba	0,06	10,51 lat	~31	promieniowanie X
			81,0	34,06
			302,9	18,33
			356,0	62,05
¹³⁷ Cs	0,27	30,05 lat	~32	promieniowanie X
			661,7	84,99
⁶⁰ Co	1,47	5,27 lat	1173,2	99,85
			1332,5	99,98
²²⁶ Ra + pochodne	0,17	1600 lat	~77	promieniowanie X
			186,2	3,59
			242,0	7,43
			295,2	19,3
			351,9	37,6
			609,3	46,1
			1120,3	15,1

Na rysunku 4 przedstawione są wyniki kalibracji energetycznej przeprowadzonej w CLOR oraz w PAA. Otrzymane parametry równań prostych różnią się nieco, gdyż w obu przypadkach stosowane były nieco inne ustawienia pracy detektora. W obu przypadkach jednak prostoliniowość kalibracji energetycznej jest zachowana z dużą dokładnością. Potwierdzają to podane na wykresach współczynniki determinacji R^2 . Odchylenia położenia poszczególnych pików w większości nie przekraczają 1 keV. Największe odchylenia (dochozące do 3 keV) zaobserwowano dla niskoenergetycznych pików od promieniowania X, które w rzeczywistości składają się z kilku energii leżących blisko siebie.

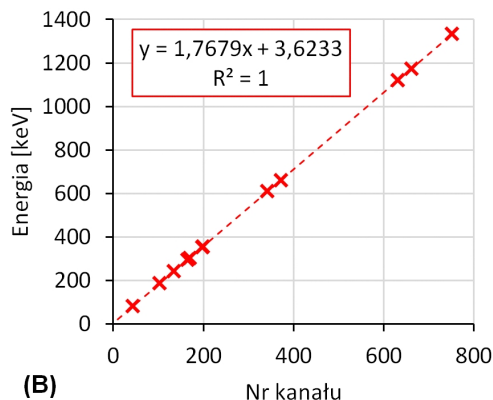
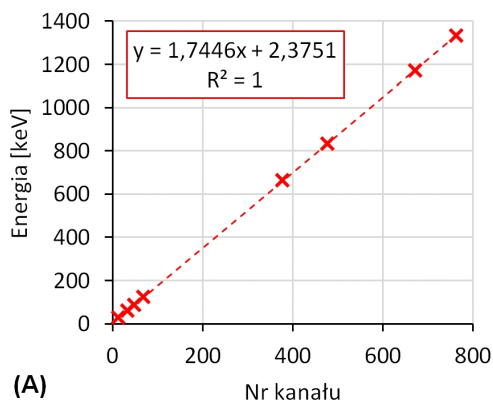
4. Zdolność rozdzielcza

Energetyczna zdolność rozdzielcza układu spektrometrycznego warunkuje możliwość rozróżniania sygnałów widmowych znajdujących się blisko siebie. Mimo iż promieniowanie gamma charakteryzuje się ściśle określonymi energiami, nie są one rejestrowane przez układ pomiarowy w postaci wąskich linii. Zamiast tego obserwuje się tzw. piki, czyli krzywe o kształcie dzwonu, do których dopasowuje się zwykle funkcję Gaussa. Miarą rozmycia pojedynczego pików jest jego szerokość w połowie wysokości (ang. *Full Width at Half Maximum* – FWHM), co zilustrowano na rysunku 5. Wartość ta (ΔE), podana w skali energii,



Rys. 3. Widma źródeł kalibracyjnych zmierzone w PAA (czas pomiaru każdego źródła 300 s).

Fig. 3. Spectra of the calibration sources measured at PAA (duration of each measurement 300 s).



Rys. 4. Kalibracja energetyczna detektora μ SPEC1500: (A) – pomiar w CLOR, (B) – pomiar w PAA.

Fig. 4. Energy calibration of the μ SPEC1500 detector: (A) – measurements at CLOR, (B) – measurements at PAA.

zwiększa się wraz z mierzoną energią promieniowania E_0 . Dlatego też zdolność rozdzielczą układów spektrometrycznych podaje się zwykle w formie względnej, jako $FWHM = E/E_0$ z informacją, dla jakiej energii została zmierzona. Wartości FWHM spektrometrów stosowanych w pomiarach środowiskowych i laboratoryjnych wahają się dla energii promieniowania izotopu ^{137}Cs (661,7 keV) od ponad 7% w przypadku detektorów scyntylacyjnych z kryształami NaI do poniżej 1% dla półprzewodnikowych detektorów germanowych wysokiej czystości HPGe. Zdolność rozdzielcza badanego detektora SPEC1500 wyniosła 2,9% oraz 3,2% odpowiednio dla pomiarów przeprowadzonych w CLOR i PAA. Jest to dobry wynik, który świadczy o możliwości rozróżnienia blisko położonych pików w zmierzonym widmie.

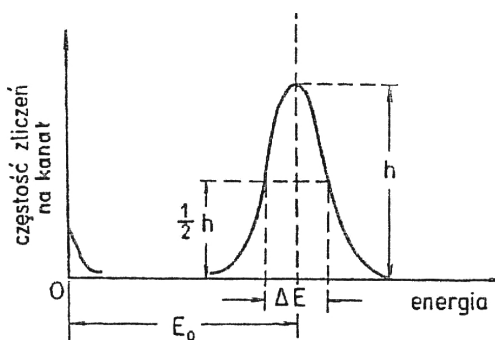
5. Zależność od temperatury

W przypadku pomiarów środowiskowych ważne jest, aby otrzymywane wyniki były niezależne od zmiennych czynników zewnętrznych, takich jak temperatura otoczenia. Zależność wskazań detektora SPEC1500 od temperatury

zbadano w PAA, ochładzając detektor razem ze źródłami kalibracyjnymi ^{137}Cs i ^{60}Co w ustalonych temperaturach i rejestrując co 1 minutę widmo oraz temperaturę MCA podawaną przez czujnik znajdujący się w detektorze. Następnie w każdym widmie za pomocą oprogramowania Fityk [7] dopasowano funkcję Gaussa do kształtu pików odpowiadających energiom 32 keV, 661,7 keV, 1173,2 keV oraz 1332,5 keV, uwzględniając jednocześnie tło pod pikami. Na rysunku 6 przedstawione są zależności położenia pików, ich powierzchni oraz szerokości połówkowej od temperatury MCA detektora w zakresie od 22 do 34°C. Rysunek 7 pokazuje analogiczną zależność dla sumy zliczeń w całym widmie. Na rysunkach podane są także współczynniki korelacji Pearsona (r) dla każdej zależności.

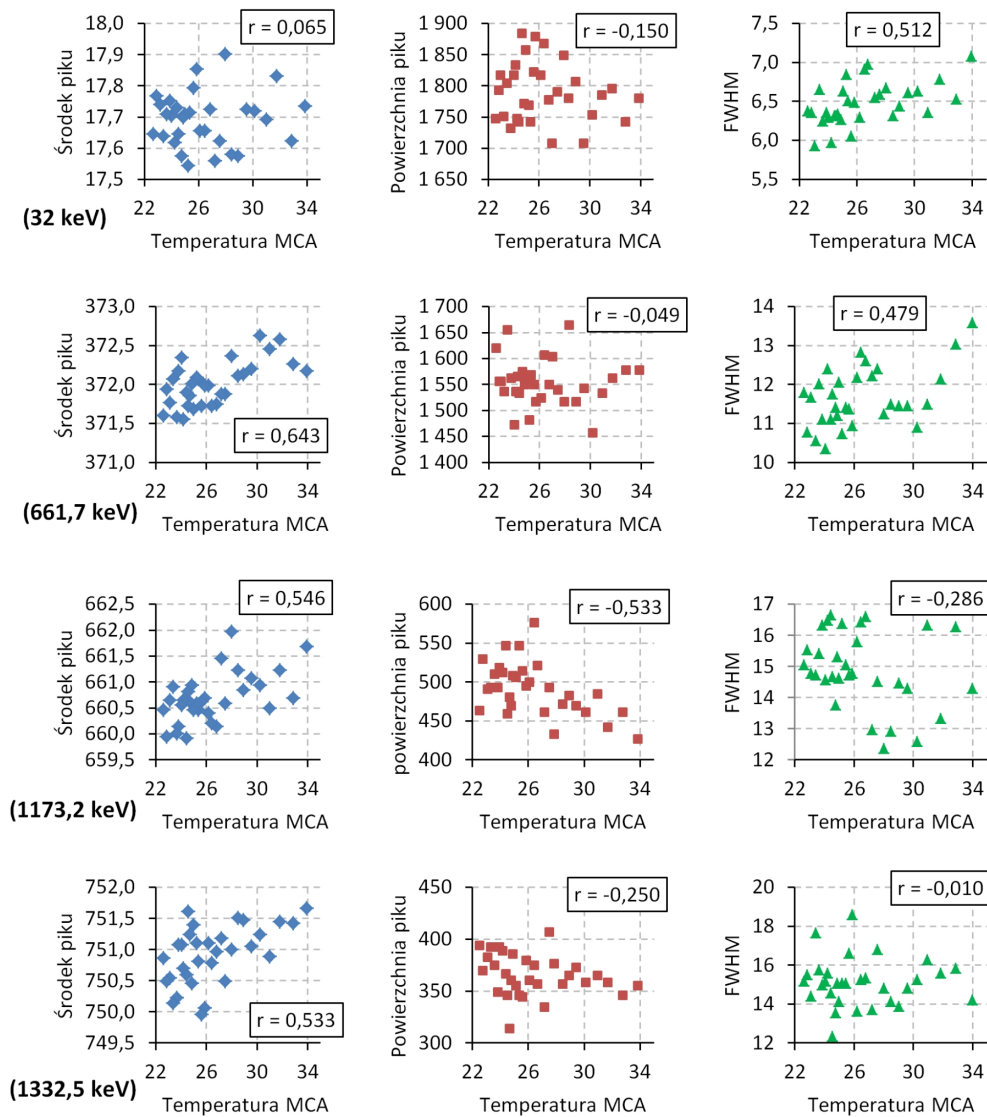
Z przeprowadzonych analiz wynika, że zależność wyników pomiarów od temperatury jest największa dla położenia środków pików. W trzech spośród czterech

zbadanych pików współczynnik korelacji Pearsona przekroczył wartość 0,5, co oznacza silną zależność. Zaobserwowane różnice w położeniu środków pików (ich centroidów) nie były jednak większe niż 2 kanały, co przekłada się na ok. 3,5 keV. Odpowiada to w przybliżeniu zdolności rozdzielczej badanego detektora. Jest to wartość znacznie mniejsza, niż w przypadku detektorów scyntylacyjnych, które są często używane w pomiarach środowiskowych. Dla porównania w detektorze scyntylacyjnym $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$,



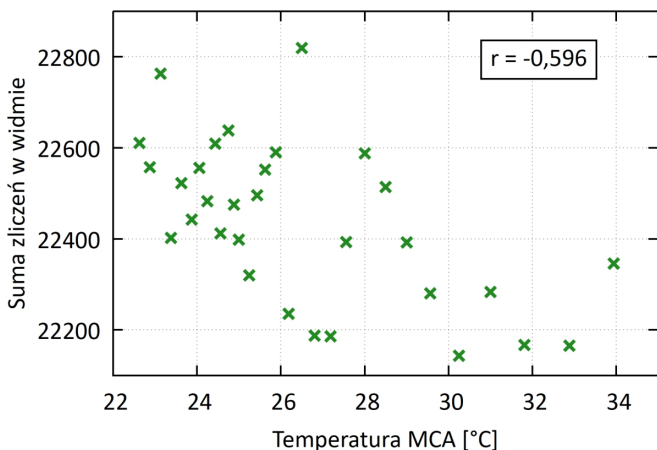
Rys. 5. Szerokość połówkowa pików w widmie promieniowania gamma (źródło: [6]).

Fig. 5. Half-width of the peak in a gamma-ray spectrum (source: [6]).



Rys. 6. Wyniki analizy zależności parametrów czterech pików pełnej energii od temperatury MCA (w °C) detektora μ SPEC1500. Środki pików oraz szerokości półokowe (FWHM) są podane w numerach kanałów. Powierzchnie są podane jako sumy zliczeń w poszczególnych pikach zarejestrowane w ciągu 60 s.

Fig. 6. Results of the MCA temperature dependence analysis for the four full energy peaks measured by the μ SPEC1500 detector. The peaks' centroids and their half-widths (FWHM) are given in channel numbers. The areas of the peaks are given as the sum of counts in each peak after 60 s measurements.



Rys. 7. Zależność sumy zliczeń w całym widmie, rejestrowanych w czasie 60 s, od temperatury MCA.

Fig. 7. Dependence of the total spectrum counts, measured during 60 s time periods, on the MCA temperature.

testowanym w ramach badań statutowych CLOR, zaobserwowane różnice w podobnym zakresie temperatur (ok. 10°C) wynosiły 26 keV dla pików 661,7 keV oraz 47 keV dla pików 1173,2 keV i 1332,5 keV. Tak duże zmiany w położeniu środków pików utrudniają wykonanie poprawnej kalibracji energetycznej oraz skutecznej analizy jakościowej i ilościowej. Z tego powodu detektory scyntylacyjne podczas pomiarów środowiskowych wymagają ciągłego monitorowania temperatury otoczenia, co umożliwia późniejsze odtworzenie migracji pików całkowitego pochłaniania energii.

Przeprowadzone badania detektora SPEC1500 nie obejmują oczywiście całego zakresu temperatur spodziewanych w warunkach środowiskowych wokół przyszłej elektrowni jądrowej. Miały one na celu jedynie sprawdzenie, czy i jak zmiany temperatury otoczenia wpływają na wyniki pomiarów. Pomimo widocznego wpływu na

położenie pików, powodowane zmiany są na tyle niewielkie, że skutkują jedynie koniecznością wprowadzenia drobnych korekt kalibracji energetycznej. Trudnością może być natomiast zakres temperaturowy pracy detektora, który według specyfikacji producenta wynosi od 5 do 50°C. Oznacza to, że w okresie zimowym konieczne będzie dodatkowe ogrzewanie układu pomiarowego.

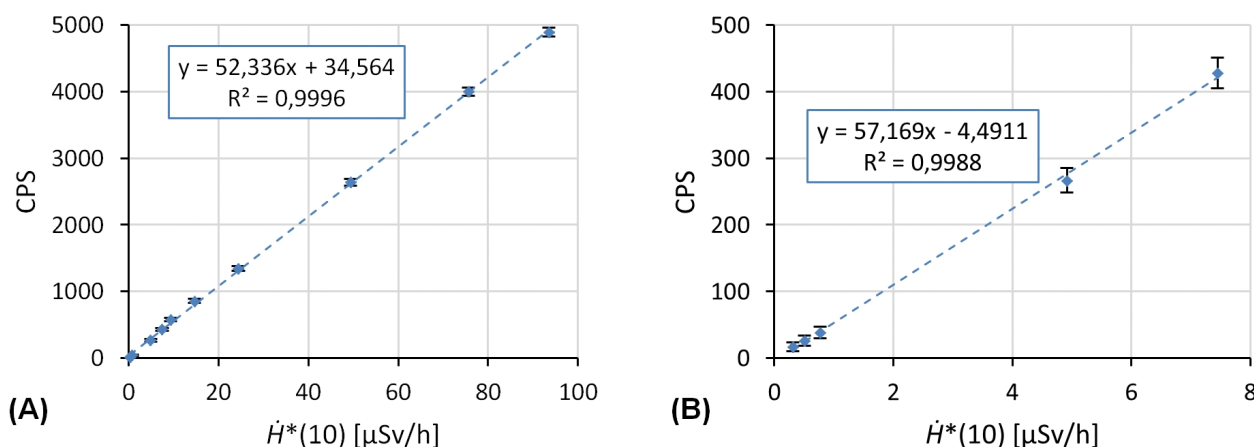
6. Liniowość

Liniowość odpowiedzi detektora SPEC1500 zbadano na stanowisku kalibracyjnym gamma w CLOR. Cecha ta określa, czy otrzymywane wyniki są proporcjonalne do intensywności mierzonego promieniowania. Przeprowadzono pomiary izotopu ^{137}Cs w zakresie mocy przestrzennego równoważnika dawki od ok. 0,3 do ok. 90 Sv/h. Badano zarówno zależność częstości zliczeń w całym widmie, jak również pola powierzchni pików o energii 661,7 keV, w zależności od intensywności promieniowania. Przy obliczeniach odjęto tło promieniowania występujące na sali gamma w laboratorium, które zmieniało się w zależ-

ności od punktu pomiarowego. Wyniki są przedstawione na rysunkach 8 i 9.

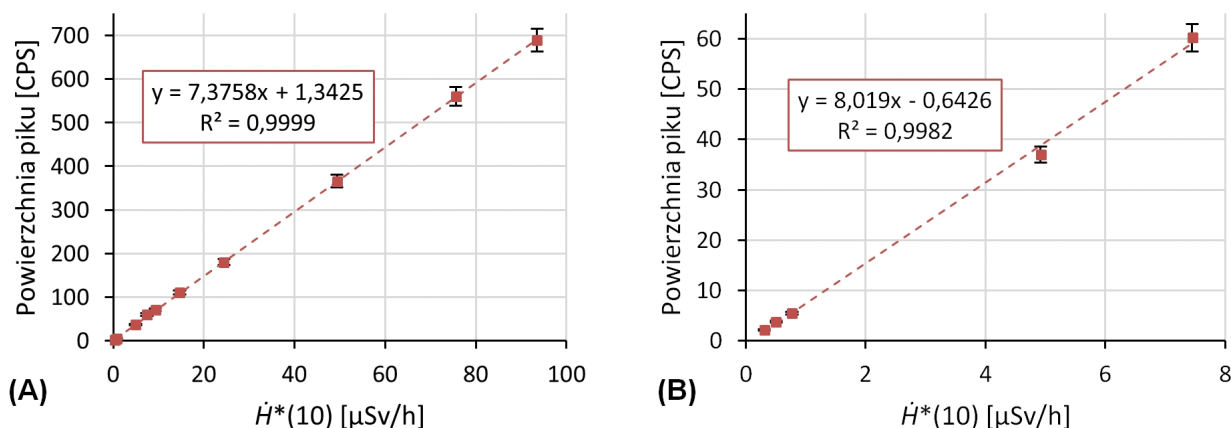
Widoczna jest prawie całkowicie liniowa zależność odpowiedzi detektora w badanym zakresie mocy dawki, co potwierdzają bliskie jedności współczynniki determinacji R^2 . Odchylenia od liniowości w niskim zakresie $\dot{H}^*(10)$ są jednak większe od tych w całym zakresie.

W przypadku pomiarów promieniowania o dużej intensywności istotną kwestią jest uwzględnienie czasu martwego detektora. Jest to krótki czas tuż po pojawieniu się impulsu, w którym detektor nie jest zdolny do rejestracji kolejnego fotonu. Przy dużym natężeniu promieniowania kolejne impulsy mogą pojawiać się przed upływem czasu martwego po poprzednio zarejestrowanej cząstce. Mierzona częstość impulsów będzie zatem zaniżona. Znajomość czasu martwego pozwala na skorygowanie wyników, tak aby uzyskać prawdziwą częstość rejestrowanych fotonów. Bardzo korzystną cechą detektora SPEC1500 jest podawanie przezeń czasu martwego po każdej serii pomiarów. Dzięki temu możliwe jest obliczenie prawidłowej częstości zliczeń, co umożliwia zachowanie liniowości odczytów.



Rys. 8. Zależność częstości zliczeń (CPS – counts per second) rejestrowanych w całym widmie od intensywności promieniowania ^{137}Cs : (A) – cały badany zakres $\dot{H}^*(10)$, (B) – powiększony fragment w niskim zakresie $\dot{H}^*(10)$.

Fig. 8. Dependence of the total counts per second (CPS) on the radiation intensity of ^{137}Cs : (A) – whole range of $\dot{H}^*(10)$, (B) – enlarged low $\dot{H}^*(10)$ range.



Rys. 9. Zależność powierzchni pików 661,7 keV wyrażonej jako częstość zliczeń (CPS – counts per second) od intensywności promieniowania ^{137}Cs : (A) – cały badany zakres $\dot{H}^*(10)$, (B) – powiększony fragment w niskim zakresie $\dot{H}^*(10)$.

Fig. 9. Dependence of the 661,7 keV peak area (given in CPS) on the radiation intensity of ^{137}Cs : (A) – whole range of $\dot{H}^*(10)$, (B) – enlarged low $\dot{H}^*(10)$ range.

7. Wydajność detekcji

Z danych przedstawionych na rysunku 8 wynika, że czułość detektora dla energii promieniowania 661,7 keV wynosi nieco powyżej 50 CPS na Sv/h.

Na podstawie wykonanych w CLOR pomiarów źródła do kalibracji energetycznej oraz pomiarów wartości wzorcowych dla izotopów ^{137}Cs obliczono również wydajność względną detektora dla różnych energii. Wielkość ta wyraża się jako stosunek liczby zarejestrowanych impulsów w pikie o danej energii do liczby kwantów gamma o tej energii promieniowania padających na powierzchnię detektora.

W celu obliczenia wydajności przeliczono wzorcowe wartości mocy przestrzennego równoważnika dawki, przy jakich wykonywane były pomiary liniowości źródłem ^{137}Cs , na intensywność fluencji kwantów gamma. Fluencja to miara ilości cząstek promieniowania jonizującego, które padają na jednostkę powierzchni, zatem jej intensywność w jednostce czasu wyraża się w jednostkach ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$). Odpowiedni współczynnik przeliczeniowy dla energii 661,7 keV ($3,74 \text{ pSv}\cdot\text{cm}^2$) otrzymano, interpolując współczynniki podane w publikacji ICRU 57 [8] dla różnych energii. W ten sposób – wykonując regresję liniową pół powierzchni pików o energii 661,7 keV i intensywności fluencji dla poszczególnych intensywności promieniowania – otrzymano odpowiednią prostą kalibracyjną dla energii promieniowania ^{137}Cs . Na tej podstawie obliczono intensywność fluencji kwantów o energii 661,7 keV pochodzących od źródła do kalibracji energetycznej. Intensywność fluencji kwantów od pozostałych izotopów z tego źródła obliczono według wzoru (1), przyjmując, że jest ona proporcjonalna do iloczynu aktywności i prawdopodobieństwa emisji.

$$F = F_{661,7} \frac{A_{661,7} I_{661,7}}{A_{661,7} I_{661,7}} \quad (1)$$

gdzie:

F – intensywność fluencji badanej energii izotopu,

$F_{661,7}$ – intensywność fluencji kwantów o energii 661,7 keV (od izotopu ^{137}Cs),

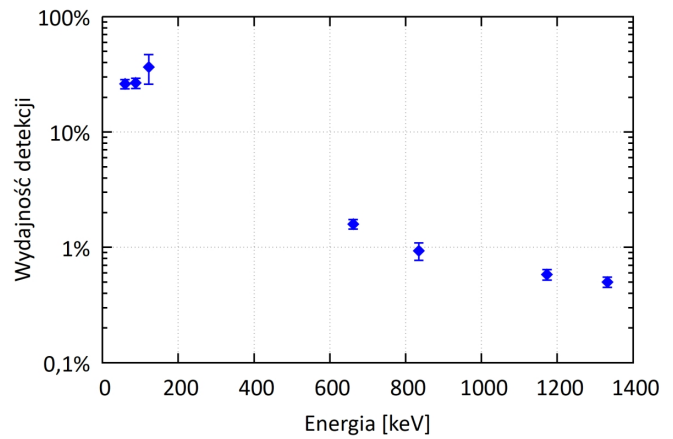
A, I – odpowiednio aktywność i prawdopodobieństwo emisji kwantu gamma o badanej energii,

$A_{661,7}$, $I_{661,7}$ – odpowiednio aktywność i prawdopodobieństwo emisji kwantu gamma o energii 661,7 keV.

Tabela 3. Zestawienie cech detektora $\mu\text{SPEC1500}$ pod kątem wykorzystania do pomiarów środowiskowych.

Table 3. Comparison of the features of the $\mu\text{SPEC1500}$ detector with respect to its use in environmental measurements.

Cechy korzystne	Cechy niekorzystne
<ul style="list-style-type: none"> Prostoliniowa kalibracja energetyczna (odchylenia nie przekraczają 1 keV) Dobra zdolność rozdzielcza (ok. 3% dla 661,7 keV) Znikomy wpływ temperatury otoczenia na wyniki pomiarów Liniowa zależność wyników od intensywności promieniowania Automatyczne obliczanie czasu martwego Wbudowany czujnik temperatury 	<ul style="list-style-type: none"> Mała czułość – ok. 50 CPS/($\mu\text{Sv/h}$) dla energii 661,7 keV Niewielka wydajność detekcji, zwłaszcza dla wyższych energii promieniowania Praca w temperaturze powyżej 5°C (konieczność grzania zimą)



Rys. 10. Zależność względnej wydajności detekcji od energii kwantów gamma.

Fig. 10. Dependence of the relative detection efficiency on the energy of incident gamma radiation.

Wyniki obliczeń wydajności względnej dla różnych energii promieniowania są przedstawione na rysunku 10. Widać, że wydajność detekcji jest niewielka dla energii powyżej 600 keV. Wynika stąd, że w przypadku pomiarów wokół elektrowni jądrowej najlepszym zastosowaniem badanego detektora byłoby umiejscowienie go w takiej odległości od reaktora, gdzie w przypadku awarii możliwe byłyby największe stężenia substancji promieniotwórczych. W takich lokalizacjach używane w monitoringu ogólnokrajowym stacje z detektorami scyntylacyjnymi NaI o rozmiarze 3" [9] nie byłyby odpowiednie, gdyż ich duża czułość (ok. 2500 CPS na Sv/h dla energii promieniowania 661,7 keV) wiąże się z wąskim zakresem pomiarowym (do 5 Sv/h), który mógłby zostać przekroczony.

8. Podsumowanie

Na podstawie wykonanych pomiarów i przeprowadzonej analizy wyników można stwierdzić, że detektor SPEC1500 z powodzeniem mógłby znaleźć zastosowanie w automatycznym monitoringu radiacyjnym wokół elektrowni jądrowej. Korzystne i niekorzystne cechy tego detektora – z punktu widzenia możliwości wykorzystania w pomiarach środowiskowych – zestawiono w tabeli 3. Na uwagę zasługuje przede wszystkim dobra zdolność rozdzielcza przy całkowitej prostoliniowej kalibracji energe-

tycznej. Umożliwia to prawidłową identyfikację jakościową radionuklidów w zmierzonym widmie spektrometrycznym. Istotna jest również stabilność pracy przy zmiennej temperaturze otoczenia oraz liniowość odpowiedzi. Problemem jest natomiast mała wydajność detekcji fotonów o wyższych energiach promieniowania.

Podziękowanie

Autorzy są wdzięczni firmie IRtech (www.irtech.pl) za użyczenie detektora SPEC1500 do testów.

Notki o autorach

mgr Rafał Dąbrowski – główny specjalista w Wydziale Monitoringu i Prognozowania, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych Państwowej Agencji Atomistyki, doktorant w Szkole Doktorskiej Politechniki Warszawskiej.

mgr inż. Łukasz Modzelewski – specjalista badawczo-techniczny, kierownik Laboratorium Wzorcowania Przyrządów Dozymetrycznych i Radonowych, Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej.

Literatura

1. IAEA, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards* (General Safety Requirements), Wiedeń, 2014 (rozdz. 3.135-3.137).
2. IAEA, *Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection, Safety Guide No. RS-G-1.8* (Safety Standards Series), Wiedeń, 2005 (rozdz. 3).
3. Karta katalogowa detektora SPEC1500, <http://www.ritec.lv/html/uspec.html> (dostęp 24.05.2023)
4. <https://www.gbs-elektronik.de> (dostęp 24.05.2023)
5. <https://www.homelandsecurity-technology.com/projects/radseeker-handheld-radioisotope-detector/> (dostęp 24.05.2023)
6. Dziunikowski B., Kalita S., *Ćwiczenia laboratoryjne z jądrowych metod pomiarowych*, Kraków, Wydawnictwa AGH, 1995
7. Wojdyr M., *Fityk: a general-purpose peak fitting program*. J. Appl. Cryst. (2010), 43: 1126-1128, <https://doi.org/10.1107/S0021889810030499> (dostęp 24.05.2023)
8. ICRU, *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, ICRU Report 57, 1998
9. Karta katalogowa sondy TDSG3, <https://td-electronics.pl/produkty/srodowiskowe/sonda-tdsg/> (dostęp 19.06.2023)

Systemy zdalnego monitorowania materiałów jądrowych

Remote monitoring systems for nuclear materials

Krzysztof Rzymkowski

Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej SEREN

Streszczenie: W opracowaniu przedstawiono układy pomiarowe i wspomagające przystosowane do pracy w systemie zdalnego monitorowania do weryfikacji materiałów jądrowych w systemie zabezpieczeń.

Słowa kluczowe: Zdalny monitoring, wypalone paliwo, system zabezpieczeń MAEA, systemy monitorujące, zamykanie/obserwacja, system bezobsługowy.

Abstract: *The study presents measuring and supporting systems adapted to work in remote monitoring used for verification of nuclear materials in the Safeguards.*

Keywords: *Remote monitoring, irradiated fuel, IAEA safeguards, monitoring systems, containment/surveillance system, unattended system.*

Wprowadzenie

Kontrola wypełniania warunków Traktatu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej NPT (ang. *Non-Proliferation of Nuclear Weapons Treaty*) przez sygnatariuszy układu jest zadaniem Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Celem kontroli jest sprawdzanie, czy nie nastąpiło przesunięcie materiałów jądrowych z zastosowań pokojowych do militarnych, umożliwiające wytworzenie jądrowych urządzeń wybuchowych.

Rosnące nakłady finansowe na utrzymanie systemu zabezpieczeń, przy wzrastającej ilości materiału jądrowego i szybkim postępie technologicznym, umożliwiającym również rozwijanie nowych technik nielegalnego pozyskiwania materiałów jądrowych wymuszają wprowadzenie zmian w systemie zabezpieczeń. W tym celu wprowadzony jest zintegrowany system zabezpieczeń. Zwiększenie skuteczności systemu i lepsze wykorzystanie środków finansowych i technicznych jest osiąganym poprzez zmniejszenie działań rutynowych, wprowadzając sumaryczną ocenę wszystkich działań kontrolnych w obiekcie i państwie [9]. W zintegrowanym systemie zabezpieczeń zmniejszono ilość niektórych działań weryfikacyjnych, wprowadzając między innymi np. inspekcje niezapowiedziane, losowy wybór kontrolowanych obiektów oraz roz-

budowę automatycznych i zdalnie sterowanych systemów śledzących materiały promieniotwórcze. System zdalnego monitorowania to technika zbierania danych o stanie materiałów jądrowych z wykorzystaniem bezobsługowych systemów zamykania (plombowania) obserwacyjno-rejestrujących i innych systemów pomiarowych transmitujących zebrane informacje bezpośrednio z obiektu do centrali MAEA lub jej biur regionalnych. System zdalnego monitorowania ma zapewnić lepsze wykorzystanie sprzętu, lepsze planowanie inspekcji i zmniejszenie nakładów pracy związanych z inspekcją, potrzebnych do spełnienia wymagań weryfikacyjnych. Poniżej przedstawiono aktualnie zarysowujące się tendencje rozwoju systemów zdalnego monitorowania.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące

W ostatnim okresie nastąpił ogromny wzrost liczby bezobsługowych systemów weryfikacji i monitorowania. Umożliwiło to ograniczenie obecności inspektorów w kontrolowanych obiektach i zwiększenie zakresu weryfikacji. Systemy działają w trybie bezobsługowym i opierają się na połączonych technikach nadzoru i pomiarów nieniszczących NDA (ang. *Non – Destructive Assay*).

Podstawą systemu kontroli jest ewidencja materiałów jądrowych, prowadzona oddzielnie dla każdego rejonu bilansu materiałowego, zawierająca informacje o materiale jądrowym (składzie, ilości, lokalizacji, zmianach składu, ruchu materiału). Uzupełnieniem ewidencji materiałowej są systemy obserwacyjno-rejestrujące umożliwiające zachowanie ciągłości informacji o materiale jądrowym, śledzenie jego transportu wewnątrz obiektu po ustalonych trasach, sprawdzenie, czy materiał jest testowany w wyznaczonych miejscach pomiarowych, potwierdzenie nienaruszalności plombowanych partii materiału, rejestracji ewentualnych ingerencji w systemy zamykania (plombowania) lub manipulacji przy zainstalowanych urządzeniach MAEA lub kontrolnych próbkach materiałów jądrowych pobieranych do badań analitycznych. Zastosowanie zdalnych systemów monitorujących pozwala uzyskać informację o działalności zakładu bez zakłócania jego pracy. Rejestracja obrazów pozwala na odtworzenie historii działań. Wykorzystanie zdalnego monitoringu ogranicza całkowite narażenie inspektorów na promieniowanie. Niezawodność używanych urządzeń, zmniejszenie wysiłku inspekcyjnego oraz zalety ekonomiczne przyspieszają rozwój tej metody kontroli materiałów. Wymaga ona weryfikacji wiarygodności przesyłanych informacji i specjalnego kodowania dla zapewnienia poufności. Przesyłanie danych z obszaru obiektu musi być uzgodnione z władzami państwowymi.

W obiekcie jądrowym pracuje kilka niezależnych systemów obserwacyjno-rejestrujących. Nie wszystkie są przeznaczone do obserwacji materiałów jądrowych, ale w pewnych warunkach mogą stanowić uzupełnienia systemów zabezpieczeń (np. w celu uniknięcia dublowania aparatury). Jednym z nich jest wewnętrzny system należący do właściciela obiektu przeznaczony zarówno do obserwacji jego funkcjonowania (windy, wejścia, pomieszczenia biurowe itp.), jak i obszarów produkcyjnych i magazynowych. Odrębnym systemem jest system zabezpieczeń antyterrorystycznych. Systemy MAEA są pod kontrolą MAEA i są przez nią obsługiwane. Zarejestrowane informacje mogą być na zasadzie specjalnej umowy udostępnione inspektoratowi krajowemu. Informacje z systemu zabezpieczeń nie powinny być udostępniane poszczególnym państwom. Można jednak poczynić pewne uzgodnienia dotyczące udostępniania niektórych danych w ramach ustaleń o współpracy z organami poszczególnych państw. Uzgodnienia dotyczące udostępniania danych z monitoringu zdalnego z systemami państwowymi i regionalnymi wymagają negocjacji i zatwierdzenia przez Dyrektora Departamentu Zabezpieczeń MAEA.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące są najczęściej stosowane w miejscach, gdzie działania z użyciem materiałów jądrowych są rzadko prowadzone, np. przechowalniki wypalonego paliwa, obszary przeładunku paliwa i drogi transportu. Pole widzenia kamer jest takie, że łatwo można zidentyfikować każdy ruch na tym terenie.

Systemy obserwacyjno-rejestrujące pracujące bez nadzoru mogą być łatwo dostosowane do zdalnej transmisji danych. Konstrukcja kamer i powiązanych z nimi urządzeń sterujących powinna być taka, by jakakolwiek ingerencja mająca na celu manipulację zapisanymi danymi nie była możliwa. Kamery rejestrujące systemów są ustawiane w takich miejscach, by był widoczny cały interesujący obszar. W nowoczesnych systemach monitorujących NGSS (ang. *Next Generation Surveillance System*) są stosowane kamery typu PTZ (ang. *Pan/Tilt/Zoom*) – z funkcją obrotu zarówno w pionie, jak i w poziomie z regulacją ogniskowania pozwalające rejestrować i przysyłać obrazy w kolorze z możliwością zdalnego ustawiania kierunku obserwacji i zbliżeń interesujących fragmentów obrazu. Systemy obserwacyjno-rejestrujące są szeroko stosowane w międzynarodowym systemie zabezpieczeń ze względu na swoją elastyczność, skuteczność, niskie koszty instalacji i eksploatacji.

Historia

Idea zdalnego przesyłania danych dotyczących informacji zbieranych przez urządzenia systemu zabezpieczeń (ang. *safeguard*) powstała już w latach 1978–1983 w ramach projektu RECOVER. Podstawową trudnością było skonstruowanie niezawodnego, zapewniającego poufność przesyłanych informacji i taniego, niezawodnego systemu komunikacji.

W celu sprawdzenia możliwości technicznych i idei zdalnego kontrolowania obiektu jądrowego w roku 1994 uruchomiony nowy Międzynarodowy Projekt Zdalnego Monitoringu IRMP (ang. *International Remote Monitoring Project*) koordynowany przez Sandia National Laboratories (SNL) ze Stanów Zjednoczonych. W jego opracowaniu brało udział wiele zespołów z Australii, Szwecji, Stanów Zjednoczonych, Japonii, Argentyny, Niemiec, Finlandii, Południowej Korei, MAEA i Euratomu przez kilka lat. W projekcie skoncentrowano się na przesyłaniu możliwie szerokiego zestawu danych zbieranych przez różne detektory, np. promieniowania, ruchu, temperatury i danych systemów obserwacyjnych. Zebrane informacje przesyłano za pośrednictwem bezpośrednich łączy telefonicznych i satelity. Początkowo koszty komunikacji związane z transmisją danych były wysokie. Pracując w tym czasie w MAEA, brałem udział w testowaniu fragmentu systemu zdalnego monitorowania materiałów jądrowych w basenie wypalonego paliwa japońskiej elektrowni jądrowej. Zebrane dane (obrazy) były przesyłane przez łącza satelitarne raz w ciągu doby. Wszelkie wątpliwości dotyczące działań w tym obszarze można było szybko wyjaśnić telefonicznie lub przez łącza internetowe. Test był jednocześnie przygotowaniem do wprowadzenia zintegrowanego systemu zabezpieczeń.

W celu przygotowania i wprowadzenia specjalizowanego systemu zdalnego monitorowania RMS (ang. *Remote Monitoring System*) spełniającego wymagania systemu zabezpieczeń w roku 1996, niezależnie od prac nad IRMP, MAEA rozpoczęła prace nad własnym projektem zdalnego monitorowania RMP (ang. *Remote Monitoring Project*). W lutym 1998 roku zatwierdzono strategiczny dokument pt. „Zdalny monitoring systemu zabezpieczeń dla obiektów jądrowych” (ang. *Remote Monitoring for Safeguarding Nuclear Facilities*) określający zasady wprowadzania RMS w różnych obiektach jądrowych, potrzeby w zakresie sprzętu i zasobów, zasady zapewnienia autentyczności – wiarygodności przesyłanych danych i ich przechowywania. Wysyłanie danych z obiektu wymaga zgody państw członkowskich. W celu ułatwienia negocjacji w dokumencie RMS zdefiniowano rodzaje przesyłanych danych, np. dane informujące o awarii lub nieprawidłowym działaniu urządzeń systemu, zbiorcze dane zawierające liczbę zarejestrowanych zdarzeń, dane szczegółowe do sprawdzania zgodności z deklaracjami operatora. Wprowadzenie systemu pozwalało na ograniczenie liczby inspekcji w obiektach, w których zastosowano RMS.

W 1997 roku, w ramach prac IRMP, w Sandia National Laboratories (SNL) zaprojektowano i zainstalowano w Finlandii rozbudowany, demonstracyjny system monitorowania powietrza. System stanowił między innymi próbę utworzenia sieci różnych czujników. Sieć tworzyły czujniki monitorowania poziomów promieniowania w środowisku, dostępu do: stacji próbkowania powietrza, pomieszczenia pomiarowego, centralnego systemu zbierania danych, kontroli działalności w pomieszczeniu. Sieć zbudowano z użyciem czujników laserowych, czujników ruchu i obserwacji opartej na systemie kamery DCM-14. Czujniki były połączone za pośrednictwem wewnętrznej sieci stosowanej w przemyśle z uwierzytelnianiem zebranych informacji. Centralny system zbierania danych gromadził i przechowywał dane z czujników i obrazy, korelował dane z czujników z obrazami, zbierał pliki danych o promieniowaniu oraz przysyłał dane i pliki przez modem dualu do stacji zdalnego przeglądu w fińskim urzędzie dozoru jądrowego STUK (ang. *Radiation and Nuclear Safety Authority*), skąd na żądanie były one udostępniane MAEA i SNL [5].

Innym przykładem systemu zdalnego monitoringu powstałego w ramach projektu IRMP jest specjalizowany system do obserwacji paliwa jądrowego w elektrowni jądrowej. System został zbudowany w Argentynie, która była jednym z krajów biorących udział w projekcie. System do zdalnego monitorowania transferu wypalonego paliwa (reaktora Candu) z mokrego przechowalnika do suchego zainstalowano w elektrowni jądrowej Embalse. Wypalone paliwo, po przednim kilkuletnim schładzaniu w basenie

wodnym, umieszczane jest wewnątrz pojemnika – silosu zbudowanego w sposób zapewniający odprowadzanie ciepła i wyposażonego w skuteczne osłony przed promieniowaniem oraz spełniającego określone wymagania bezpieczeństwa, m.in. zachowanie szczelności w przypadku powodzi, tornada, katastrofy transportowej, ekstremalnych temperatur. Silosy są przechowywane w specjalnych budynkach o kontrolowanym dostępie, w dodatkowych indywidualnych lub grupowych osłonach betonowych. System monitoruje stan czterech silosów. Indywidualne zestawy kontrolne każdego silosa składają się z: czujników analogowych do pomiaru temperatury i promieniowania gamma, czujników cyfrowych do detekcji ruchu oraz elektronicznych plomb światłowodowych. Zestawy są połączone bezprzewodowo do systemu uwierzytelniania danych. Podobny zestaw czujników wraz z kamerą DCM-14 umieszczono w pomieszczeniu basenu wypalonego paliwa. Analogicznie do fińskiego rozwiązania czujniki były połączone za pośrednictwem uwierzytelnionej sieci stosowanej w przemyśle i podobny centralny system zbierania danych gromadził wszystkie informacje. Do przesyłania danych i obrazów do odległych lokalizacji monitorujących wykorzystywano konwencjonalne linie telefoniczne. Dodatkowym wymaganiem MAEA i Narodowej Rady Regulacji Jądrowych Argentyny było to, by zdalny system monitorujący przysyłał okresowo informacje o swoim stanie technicznym.

W początkowym okresie rozwój systemów zdalnego monitoringu był ograniczony wysokimi kosztami transmisji informacji z obszaru pomiarowego do oddalonej centrali. Około 2000 roku zaczęto w przemyśle wprowadzać indywidualne – „prywatne” sieci VPN (ang. *Virtual Private Networks*), umożliwiające bezpieczną transmisję danych przez sieć publiczną, np. Internet. Zapewniło to niezawodną, bezpieczną i taną komunikację, przyspieszając rozwój systemów zdalnego monitorowania i wymuszając równocześnie pewną ich standaryzację. MAEA uruchomiła cyfrowe systemy obserwacyjno-rejestrujące przystosowane do zdalnego monitorowania w kilku krajach. Obecnie wszystkie pracujące systemy używają do połączeń wewnątrzobektowych różnych rozwiązań. Połączenia z centralą są dokonywane za pomocą znormalizowanych łączy naziemnych **PSTN**, **ISDN**, **ADSL**¹ i połączeń satelitarnych.

Opracowano również specjalne oprogramowanie umożliwiające obserwację danych z różnych czujników. Opracowywane są również programy automatycznego przeglądu zapisanych danych wykrywające zmiany odbiegające od warunków rutynowego działania.

Od 2002 roku zdalne systemy monitorujące stały się narzędziami zapewniającymi większą skuteczność i wydajność systemu zabezpieczeń. W niektórych obiektach roz-

¹ PSTN (*Public Switched Telephone Network*) – publiczna przełączana analogowa sieć telefoniczna, ISDN (*Integrated Services Digital Network*) – sieć zintegrowanych usług cyfrowych, ADSL (*Asymmetric Digital Subscriber Line*) – asymetryczna cyfrowa linia abonencka – szerokopasmowa technologia cyfrowa z odbiorem danych szybszym niż ich wysyłanie (czyli asymetrycznie).

Tabela 1. Zainstalowane systemy RM w 2000 r. (opracowanie własne na podstawie danych w [5]).**Table 1.** Installed RM systems in 2000 (own studies based on data [5]).

Kraj	Obiekt	Liczba systemów RM
Japonia	LWR	2
Rep. Korei	LWR	1
Rep. Południowej Afryki	LWR	3
Szwecja	LWR	1
Szwajcaria	LWR	6

ważano wprowadzenie nowego systemu kontroli wykorzystującego w szerszym zakresie zdalny monitoring. Standardowe wprowadzenie monitoringu spowoduje napływ ogromnej liczby różnych danych, ich przetwarzania, co wymagać będzie zarówno opracowania nowych programów, jak i wprowadzania nowego sprzętu.

W 2005 roku w fazie projektowej nowej aparatury dla zintegrowanego systemu zabezpieczeń rozpoczęto jej dostosowywanie do wymagań zdalnego monitoringu. Korzystając z doświadczeń projektu IRMP, Sandia National Laboratories (SNL) opracowała system zasad bezpieczeństwa czujników SSP (ang. *Secure Sensor Platform*) przeznaczonych do monitorowania różnych działań i przesyłania wyników pomiarów lub obserwacji do komputera w celu analizy. System SSP wprowadza pewien stopień standaryzacji sposobów: zasilania, komunikacji, szyfrowania (głównie uwierzytelniania danych wymaganych przez system zabezpieczeń). Standaryzacja ma na celu skrócenie czasu i kosztów opracowania nowych czujników. Starsze czujniki muszą być dostosowane do tych wymagań. W 2013 roku MAEA uruchomiła system zdalnego monitorowania elektronicznych plomb światłowodowych zbudowany wg zaleceń SSP.

W 2008 roku przewidując, że liczba rozbudowanych systemów zdalnego sterowania wzrośnie wielokrotnie, opracowano i uruchomiono w siedzibie MAEA centrum zdalnego sterowania RMDC (ang. *Remote Monitoring Data Centre*). Podłączono wówczas 50 bezobsługowych systemów monitorowania promieniowania i 100 systemów nadzoru. Dane były przesyłane i analizowane każdej nocy, aby można było uważać, że obserwacja odbywa się w czasie zbliżonym do rzeczywistego. Centrum zdalnego sterowania RMDC zapewnia rzetelne i bezpieczne przesyłanie informacji między obiektem i centralą i jest wyposażone w wiele pomocniczych funkcji ułatwiających kontrolę jakości przesyłanej informacji, np. wykrywanie błędów w zapisie – braku scen (brakujących klatek filmu czy braku obrazu z poszczególnych kamer). Do transmisji informacji wykorzystywane są najnowsze protokoły. Na podstawie zbieranych informacji o pracy systemów pomiarowych przeprowadzana jest na bieżąco analiza. Bezobsługowe systemy pomiarowe, które są przeznaczone do pracy ciągłej i przystosowane do zdalnego monitoringu, muszą

charakteryzować się wysoką niezawodnością. Konstrukcja bezobsługowego zestawu pomiarowego powinna zapewniać wiarygodność zbieranej i przechowywanej informacji nawet w warunkach utraty zasilania. Podstawowym celem stosowania bezobsługowych systemów pomiarowych jest zapewnienie utrzymania ciągłości wiedzy o wykorzystaniu materiałów jądrowych w granicach danego obiektu.

W 2009 roku Komisja Europejska (KE) i MAEA uzgodniły wspólną architekturę systemu zdalnej transmisji danych RDT (ang. *Remote Data Transmission*) zgodną z dokumentem MAEA INFCIRC/193. Według uzgodnień tego dokumentu zebrane dane systemu zabezpieczeń z obiektów jądrowych Unii Europejskiej będą najpierw przesyłane do KE (i przechowywane na serwerach Euroatomu), a następnie do MAEA. W systemie zdalnego monitoringu połączono systemy elektrowni jądrowej Krsko (NPP) w Słowenii, systemu w zakładzie przerobu paliwa Rotondella we Włoszech, dane NDA z zakładu przetwarzania i przechowywania odpadów promieniotwórczych (HABOG) w Holandii oraz dane systemu elektronicznego plombowania i dane z monitoringu mocy reaktora badawczego Maria w Polsce. W czasie opracowywania architektury tego systemu można było wykorzystywać opracowany wcześniej przez Euroatom (w 1997 r.) system zdalnego zbierania i przeglądu danych RADAR (ang. *Remote Acquisition of Data and Review*) oraz system optyczny (ang. *Server Digital Image Surveillance – SDIS*) z możliwością rejestracji danych z sześciu kamer i odczytem danych z plomb elektronicznych bezpośrednio z systemu RDT. Dane z RADARu mogły być przetwarzane w centrali przez centralny pakiet wsparcia inspekcji radarowej CRISP (ang. *Central RADAR Inspection Support Package*), system do automatycznej analizy danych z systemów bezobsługowych. Doświadczenia z pracy systemu zostały wykorzystane do opracowania publikacji Euroatomu dotyczącej wprowadzania systemu zdalnego monitorowania i kontroli materiałów w zintegrowanym systemie zabezpieczeń. W dokumencie opublikowanym przez Euroatom w roku 2011 przedstawiono zalety wprowadzenia zintegrowanego systemu zabezpieczeń. Przykładem jest wydłużenie czasu między inspekcjami i wprowadzenie inspekcji niezapowiedzianych, co zmniejszyło liczbę inspekcji bez utraty skuteczności kontroli. Wydłużenie okresów między inspekcjami uwydatniło konieczność posiadania bardzo niezawodnego sprzętu i konieczność monitorowania jego stanu technicznego, aby szybko reagować na potencjalne awarie. Awaria mogłaby spowodować utratę ciągłości wiedzy o materiale jądrowym, co wymagałoby ponownej ich weryfikacji, a przy wydłużonych okresach inspekcyjnych wzrosłaby ilość materiału wymagającego weryfikacji.

Zdalne monitorowanie i bezobsługowe zbieranie danych stanowią coraz częściej podstawę weryfikacji w systemie zabezpieczeń. W 2012 roku MAEA przedstawiła nowy zintegrowany system detekcji i zbierania danych, przeznaczone

czony do sterowania bezobsługowych urządzeń, ciągłego zbierania danych oraz monitorowania ich stanu technicznego, zapewniając jednocześnie najwyższy osiągalny poziom niezawodności i bezpieczeństwa danych, tzw. zintegrowany system zdalnego monitorowania w czasie rzeczywistym strumienia danych RAINSTORM (ang. *Real-time And INtegrated STream-Oriented Remote Monitoring*). Zintegrowana platforma monitoringu i zbierania danych w czasie rzeczywistym jest nową platformą inteligentnego sterowania czujnikami, ułatwiającą instalację urządzeń i umożliwiającą łatwą konfigurację systemu dla wszystkich używanych czujników systemu zabezpieczeń.

W 2012 roku MAEA zbierała zdalnie dane z 276 systemów (NDA i nadzoru) oraz 171 plomb elektronicznych. W 2018 roku uznano, że liczba uruchomianych systemów zdalnej transmisji wzrasta rocznie o 10–15%. Do 2020 roku działało 1708 zdalnie monitorowanych bezobsługowych systemów zbierania w 30 różnych krajach ze 140 obiektów. MAEA opracowała specjalne narzędzia o nazwie ROOGLE i ROOGLE2 umożliwiające sprawdzanie stanu technicznego systemów RDT w czasie rzeczywistym. W ramach współpracy z Euroatomem powstaje system przeglądu i analizy danych IRAP (ang. *Inspector Review and Analysis Platform*) z bezobsługowych urządzeń pomiarowych NDA, w którym przewiduje się wprowadzenie możliwości przeglądu elektronicznych systemów plombowania, detektorów neutronów oraz kontrolę zgodności z deklaracją operatora. Należy podkreślić, że prace badawcze nad ulepszeniem metod pomiarowych, ich dokładności, wielowymiarowości są nieustannie prowadzone w państwach sygnatariuszach NPT i przedstawiane do akceptacji przez MAEA. Różnorodność obiektów narzuca dodatkowo wymóg dostosowania metod pomiarowych do specyficznych technologii wykorzystywanych w tych obiektach.

Z tego krótkiego przeglądu rozwoju systemów zdalnego monitorowania widać, że najszybciej do jego wymagań dostosowano bezobsługowe systemy obserwacyjno-rejestrujące i systemy zamykania (plombowania). Obecnie wprowadzane są elementy sterowania aparaturą pomiarową, poczynając od zdalnego usuwania sygnalizowanych nieprawidłowości działań. Zarysowuje się również tendencja automatyzacji działań kontrolnych.

Technologia systemów zdalnego monitoringu

Urządzenia wykorzystywane w systemach zdalnej transmisji danych zainstalowane w obiektach jądrowych powinny być stacjonarnymi, niezawodnymi urządzeniami bezobsługowymi przystosowanymi do pracy ciągłej. Powinny być odporne na zmienne warunki środowiskowe, temperaturę, wilgotność, promieniowanie jonizujące, przemysłowe zanieczyszczenia powietrza itp. Muszą także mieć zapewnione długookresowe zasilanie awaryjne oraz

zabezpieczenia przed nieautoryzowaną ingerencją w ich działanie. W zabezpieczonej obudowie urządzenia mogą być umieszczone rozbudowane systemy wstępnej analizy danych i muszą znajdować się systemy uwierzytelniania informacji.

W systemach zdalnego monitorowania są wykorzystywane rozbudowane optyczne systemy obserwacyjno-rejestrujące, systemy plombowania, detektory promieniowania.

Optyczne systemy obserwacyjno-rejestrujące

Efektywny system obserwacyjny powinien zapewniać szerokie pole widzenia kamery, tak by widoczny był cały obszar ważny dla systemu zabezpieczeń i by można było zaobserwować każdy ruch elementów mogących zawierać materiał jądrowy [2]. Ważnym parametrem systemu jest czas między kolejnymi rejestrowanymi obrazami. Dobór odpowiedniego czasu powinien umożliwić określenie kierunku ruchu przedmiotów. Czas może być ustawiony arbitralnie, z założeniem maksymalnej przewidywanej szybkości ruchu przedmiotów lub system rejestrujący może być uruchamiany przez czujniki ruchu lub czujniki wykrywania zmiany sceny, np. oświetlenia. Czasem wymagane są systemy wielokamerowe sterowane za pomocą specjalnie opracowanej jednostki centralnej. Sposób zapisu obrazów w takich systemach wymaga specjalnego przygotowania zarejestrowanych informacji przed ich analizą.

Podstawową kamerą cyfrową wykorzystywaną w systemach jedno- i wielokamerowych był od 1998 roku moduł kamery cyfrowej DCM-14 (ang. *Digital Camera Module*) spełniającej wymagania zdalnego monitoringu: uwierzytelnianie i szyfrowanie obrazu/danych, kompresja obrazu, lokalna pamięć masowa i zarządzanie energią w przypadku utraty zasilania obiektu, wykrywanie i wyzwalanie zmiany sceny, sygnalizacji nieautoryzowanej manipulacji. Ponadto wykorzystywane są uniwersalne moduły i systemy wielokamerowe:

- system ALIS (ang. *All In-One Surveillance*) zasilany z sieci elektrycznej obiektu,
- DSOS (ang. *Digital Single-Camera Optical System*) z pojedynczą optyczną kamerą cyfrową,
- SDIS (ang. *Server Digital Image Surveillance*) z możliwością rejestracji obrazów cyfrowych z 6 kamer i odczytem danych z plomb elektronicznych,
- DMOS (ang. *Digital Multi-Camera Optical Surveillance*) system umożliwiający rejestrację danych z 6–16 kamer.

Jeżeli te systemy optyczne nie są używane do zdalnego monitorowania, to do przeglądu i interpretacji zebranych przez nie danych opracowano specjalistyczne oprogramowanie GARS – *General Advanced Review Station* dostosowane do rozpowszechnionej kamery cyfrowej DCM-14. Zebrane dane przez systemy obserwacyjne muszą być porównane z deklaracjami operatora obiektu. Jest to

najbardziej czasochłonna i jednocześnie najważniejsza część systemu kontroli optycznej, dlatego opracowywane są programy wspomagające przeglądanie.

Wspomniana wyżej kamera nowej generacji NGSS (ang. *Next Generation Surveillance System*), znana jako DCM-C5, umożliwia zapis obrazów kolorowych (5 Mpiksel). Minimalny czas pomiędzy kolejnymi zdjęciami wynosi 1 s. Pole widzenia kamery obejmuje 180°. Kamera ma bardzo rozbudowaną elektronikę umożliwiającą ustawienie różnych wariantów rejestracji, szyfrowanie informacji, ustawienie wysokiej rozdzielczości wybranego segmentu w polu widzenia, a także umożliwia korektę obrazu na skrajach pola widzenia. Kamera może wykonywać zdjęcia nawet przy bardzo słabym oświetleniu. Ma też system wykrywania włamań do wnętrza jej obudowy.

Nowy moduł kamery o nazwie DCM-C5 zastąpił DCM-14 i stanowi podstawę ogólnej grupy systemów nadzoru o nazwie *Next Generation Surveillance System* (NGSS). Rodzina systemów NGSS/DCM-C5 (rys. 1) obejmuje: XCAM (wszystko w jednej kamerze), XCOH (DCM-C5 w starej obudowie) oraz XSOS (zamiennik DSOS). Kolektory danych zastąpiły serwery i umożliwiły funkcje RM. Te kolektory danych obejmują *Digital Camera Interface* (DCI, kolektor danych dla małych systemów) i DCS (kolektor danych dla rozwiązań z wieloma kamerami).



Rys. 1. Kamera NGSS DCM-C5 (opracowanie własne na podstawie danych [5]).

Fig. 1. Camera NGSS DCM-C5 (own studies based on data [5]).

Systemy zamykania (plombowania)

Środki zamykania są stosowane w celu wzmocnienia kontroli ewidencji materiałowej poprzez weryfikację informacji o przemieszczaniu materiałów jądrowych i sprawdzaniu integralności zbieranych danych.

Ograniczanie (zamykanie – *containment*) wykorzystuje strukturalną właściwość obiektu, pojemników lub przyrządów i jest wykorzystywane do ustalania integralności (zamykania – plombowania) obszaru lub elementu

(włączając zabezpieczenia przyrządu lub danych). Najlepiej przystosowane do systemu zdalnego monitorowania są plomby elektroniczne wyposażone w pamięć elektroniczną, zegar, kalendarz i własne zasilanie bateryjne. Plomby te zakładane są w miejscach, w których kontrolowany jest transport materiałów, np. w kanałach pomiędzy sektorami basenu wypalonego paliwa. Plomba w chwili transportu paliwa może zostać zdjęta przez operatora obiektu. Pętla zamykająca plombę jest światłowód. Czas, data oraz okres zdjęcia plomby są rejestrowane w pamięci i muszą się zgadzać z deklaracją operatora. Plomby te mogą być łączone łańcuchowo. Weryfikacja – odczyt pamięci plomby wymaga specjalnego przyrządu i oprogramowania. Do weryfikacji przeznaczony jest odrębne łącze (gniazdo), tak że praca plomby nie jest zakłócana. Dane dotyczące weryfikacji (data i czas) są również zapisywane w pamięci. Najstarszym typem plomby elektronicznej były plomby typu VACOSS (ang. *Variable Coding Seal System*). Od roku 2005 stosowane są plomby EOSS (ang. *Electronic Optical Sealing System*) posiadające udoskonalony system identyfikacji (ang. *authentication*), szyfrowania, sygnalizacji włamań do systemu oraz system optymalizacji wykorzystania energii. Zamknięcie pętli światłowodowej (do 1000 m) jest sygnalizowane impulsami świetlnymi. Każda próba ingerencji mechanicznej jest rejestrowana i nie powoduje automatycznego wyzerowania kodów identyfikacji i szyfrowania. Trwałość baterii jest przewidziana na 10 lat. Może być też ona połączona z systemem DCM lub NGSS, uruchamiając rejestrację obrazów w chwili rozłączenia pętli zamykającej. Do odczytu pamięci plomby konieczny jest komputer (laptop) z oprogramowaniem do przeglądania. Zebrane informacje z kilku plomb i komputera mogą być przesyłane do centrum zdalnego sterowania RMDC MAEA.

Innym systemem plombowania jest laserowa kurtyna zabezpieczająca LCCT (ang. *Laser Curtain for Containment*), która jest przestrzennym laserowym systemem zamykania 2D lub 3D, zapewniającym monitorowanie całej objętości pomieszczenia, np. magazynowej, zamiast indywidualnych plombowań poszczególnych elementów uszczelnień na każdym elemencie. Miejsca składowania wypalonego paliwa jądrowego mogą mieć wysoki poziom promieniowania, który ogranicza dostęp inspektorów. Taki system z użyciem kamer NGSS został z powodzeniem przetestowany w zakładach przerobu paliwa we Francji i w brazylijskiej elektrowni jądrowej ATUCHA.

Przykładowe systemy zdalnego monitoringu wykorzystujące detektory promieniowania

Detektory promieniowania mogą być wykorzystane do wykrywania przemieszczania materiałów jądrowych. Bezobsługowy system wykrywania promieniowania UMS (ang. *Unattended Monitoring System*) powinien działać nieprzerwanie nawet w przypadku utraty zasilania siecio-

wego, zachowując zebrane informacje. Nowo powstające systemy są dostosowane do włączenia ich do systemu zdalnego monitorowania, starsze systemy są dostosowywane do nowych wymagań.

System Mini GRAND (MGBS) – system przeznaczony głównie do bezobsługowej kontroli przepływu świeżego paliwa do reaktora i wypalonego paliwa z reaktora do basenu wypalonego paliwa przez zespół detektorów neutronów i promieniowania gamma.

System MMCT (ang. *Mobile Monitoring Container Transport*) – mobilny system monitorowania drogowego i kolejowego transportu pojemników wypalonego paliwa składający się z detektorów promieniowania neutronowego, kamery wideo i urządzeń lokalizacyjnych (ang. *Global Positioning System* – GPS).

System VCAS (ang. *Vitrified Canister Assay System*) – system testowania pojemników z odpadami zeszkłonymi składający się z pięciu detektorów neutronów i detektora promieniowania gamma połączonych z nadzorem optycznym do określania resztkowej zawartości uranu i plutonu w opadach wysokoaktywnych.

Monitor ENGM (ang. *Entrance Gate Monitor*) bramki wejściowej – stacjonarny detektor neutronów sprawdzający zawartość plutonu w świeżym paliwie ładowanym do reaktora.

Monitor VIFM (ang. *Integrated Fuel Monitor*) – specjalizowany, rozbudowany system kontroli paliwa w reaktorach CANDU.

System MUND (ang. *Mobile Unit for Neutron Detection*) – ruchome urządzenie do wykrywania neutronów stanowiące kompleksowy system gromadzenia i przechowywania danych z zasilaniem bateryjnym. Detektor wraz z rozbudowaną elektroniką i zasilaniem znajdują się w zamykanej obudowie. Zasilany bateryjnie system może pracować bezobsługowo przez 8 tygodni, po tym czasie, gdy zachodzi potrzeba dalszych pomiarów, wymieniany jest cały system.

System ATPM (ang. *Advanced Thermohydraulic Power Monitor*) – zaawansowany monitor mocy termohydraulicznej do monitorowania mocy wyjściowej reaktora badawczego weryfikujący zgodność zebranej informacji z deklaracją operatora. System ten monitoruje temperaturę i przepływ wody w pierwotnej pętli chłodzenia reaktora. Parametry te służą do obliczania natężenia przepływu energii oraz całkowitej energii wytwarzanej w reaktorze. Wynik tych obliczeń jest następnie wykorzystywany do określenia mocy i powstałej ilości materiału rozszczepialnego.

System OLEM (ang. *On-Line Enrichment Monitor*) – system opracowany do kontrolowania w czasie rzeczywistym wzbogacenia uranu w zakładach wzbogacania. Składa się z detektora promieniowania gamma określającego ilość przepływającego sześćfluorku uranu (UF₆) oraz czujników ciśnienia i temperatury, umożliwiających oznaczenie poziomu wzbogacenia. Określenie stopnia wzbogacenia

oprócz pomiarów parametrów gazu wymaga dodatkowo zastosowania pomiarów spektrometrycznych i wyrafinowanej obróbki matematycznej. Uzyskane dane są rejestrowane i mogą być przesyłane bezpośrednio do MAEA. System został wykorzystany po raz pierwszy w 2016 roku w Iranie w Zakładzie wzbogacania paliwa w Natanz. System ma specjalne zabezpieczenia wykrywające próby manipulacji. Przewiduje się jego rozpowszechnienie w innych zakładach wzbogacania.

Systemy zdalnego monitorowania

Jak już wspomniano, podstawowym celem stosowania systemów zdalnego monitorowania jest zapewnienie utrzymania ciągłości wiedzy o wykorzystaniu materiałów jądrowych w granicach danego obiektu.

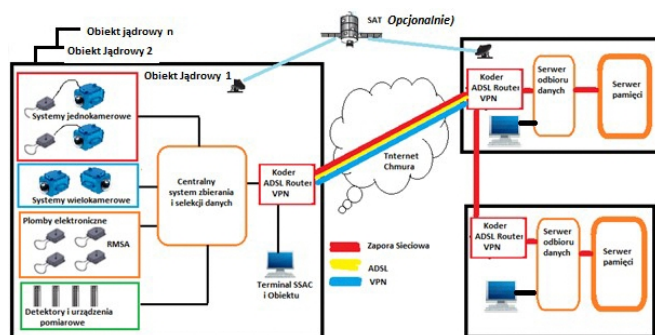
Systemy zdalnego monitorowania są połączeniem bezobsługowych systemów monitorujących i pomiarowych z możliwością zdalnego sterownie aparaturą kontrolną. Celem wprowadzenia zdalnego monitorowania jest zwiększenie skuteczności systemu zabezpieczeń, ograniczenie, a nawet zmniejszenie jego kosztów przy wzrastającej ilości kontrolowanych materiałów jądrowych i promieniotwórczych oraz rozbudowy przemysłu jądrowego. Jest to osiągnięte stopniowo poprzez wprowadzanie: nowych technologii, automatyzacji pomiarów, szerokiego zakresu komputeryzacji i specjalizowanego oprogramowania.

Systemy zdalnego monitorowania są przeznaczone do pracy ciągłej i muszą charakteryzować się wysoką niezawodnością. Ich konstrukcja powinna zapewniać wiarygodność zbieranej i przechowywanej informacji nawet w warunkach utraty zasilania. Oprogramowanie systemu może automatycznie kontrolować prawidłowość wykonywanych operacji. Wprowadzenie zdalnego sterowania pozwoliło skrócić czas wykrywania awarii systemu pomiarowego i przyspieszyło podjęcie działań naprawczych, zwiększając efektywność systemu zabezpieczeń. Techniczne możliwości systemu umożliwiają zdalne wprowadzenie operacji korygujących pracę systemów pomiarowych bez bezpośredniej ingerencji techników w obiekcie.

Działanie i rozwój sieci zdalnego sterowania jest zależne od szybkiej bezawaryjnej komunikacji pomiędzy obserwowanym obiektem i centralą MAEA lub jej ośrodkiem regionalnym.

Dotychczasowe pozytywne wyniki stosowania zdalnego sterowania pozwalają przypuszczać, że systemy te będą rozwijane dynamicznie. Jednym z powodów jest wzrastająca liczba nowych obiektów jądrowych i modernizacja systemów kontroli w już istniejących. Ze względu na ogromną ilość zbieranych danych przewiduje się ujednoczenie ich formatów i sposobów przetwarzania oraz tworzenie lokalnych centrów informatycznych.

W roku 2015 Euroatom uruchomił trzy pilotażowe programy systemów zdalnej transmisji danych RDT (ang.



Rys. 2. Przykład wspólnego systemu zdalnego monitorowania (JMRS) obiektów jądrowych w Euroatom, RMSA – zdalny monitoring układu uszczelnień, ADSL – asymetryczna cyfrowa linia abonencka, VPN – prywatna sieć wirtualna (opracowanie własne na podstawie danych [2, 5]).

Fig. 2. An example of a common remote monitoring system (JMRS) for nuclear facilities in Euroatom, RMSA – Remote Monitoring of Sealings Array, ADSL – Asymmetrical Digital Subscriber Line, VPN – Virtual Private Network (own studies based on data [2, 5]).

Remote Data Transmission) z obiektów w Sellafied w Wlk. Brytanii, La Hague we Francji i w krajach Unii Europejskiej. Systemy zbierały dane z przyrządów pomiarowych NDA i systemu elektronicznego zamykania (plombowania) EOSS (ang. *Electronic Optical Sealing System*) z możliwością zdalnej obsługi urządzeń. Zebrane informacje są przesyłane do serwerów Komisji Europejskiej, a następnie do MAEA. W roku 2020 pracowało w tym systemie (nazywanym wspólnym systemem zdalnego monitorowania JRMS (*Joint Remote Monitoring System*)) 50 obiektów jądrowych w 14 państwach (rys. 2).

Podobny wspólny system powstał w Argentynie i Brazylii. Dane zbierane są przez ABACC, Brazylijsko-Argentyńską Agencję ds. Rachunkowości i Kontroli Materiałów Jądrowych (ang. *Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials*) z urządzeń rozmieszczonych w elektrowniach jądrowych obu krajów, a następnie przesyłane do MAEA.

Podsumowanie

Użyteczność systemów zdalnej transmisji danych i zdalnego monitorowania odegrała istotną rolę w utrzymaniu ciągłości informacji o materiałach jądrowych w okresie ograniczonego dostępu do obiektów jądrowych w czasie pandemii COVID. Sugeruje to potrzebę dalszego rozwijania tych systemów na wypadek nieprzewidzianych zdarzeń, katastrof bądź konfliktów zbrojnych.

Pojawiający się ostatnio, w wielu krajach, zamiar budowy małych reaktorów modularnych może się również przyczynić do rozwoju systemów zdalnego monitorowania. Większość proponowanych obecnie konstrukcji tych reaktorów przewiduje wprowadzenie na etapie projektowym elementów automatycznej kontroli materiałów jądrowych. Duża liczba przesyłanych w systemie RDT danych pomiarowych, obrazów, informacji o stanie plomb i stanie urządzeń wymaga opracowania nowych metod selekcji i analizy gromadzonych informacji. Usprawnienia i standaryzacji wymagać będą metody sterowania pracą urządzeń pomiarowych, szyfrowania informacji, bezpieczeństwa jej przesyłania, stabilności zasilania.

Notka o autorze

dr inż. Krzysztof Rzymkowski – ukończył Politechnikę Warszawską w 1968 roku. Od tego czasu był związany z techniką jądrową (Zakład Doświadczalny Biura Urzędów Techniki Jądrowej – później POLON, Zjednoczony Instytut Badań Jądrowych w Dubnej, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare Centro Ricerche della Casaccia, Instytut Badań Jądrowych Świerk oraz PAA). Przez 15 lat inspektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu w rejonie inspekcyjnym dalekiego wschodu, w szczególności Japonii, KRLD – Korei Płn., Indonezji. Aktualnie Sekretarz Generalny SEREN – Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej oraz wiceprzewodniczący Komitetu Energii Jądrowej SEP.

Literatura

1. Kaniewski J., Kielbasa W., Koszok Ł., Kuczynski A., Rabiński M., Rzymkowski K., Strupczewski Ad., Strupczewski A., *Leksykon angielsko-polski energetyki jądrowej* (nieopublikowany – przyp. red.).
2. Rzymkowski K., *Optyczne systemy monitorujące w obiektach jądrowych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, Biuletyn Państwowej Agencji Atomistyki, 3, 2022.
3. *Safeguards techniques and equipment: 2011 edition*, International Nuclear Verification Series No. 1 (Rev2), IAEA Vienna 2011.
4. Heidi Smartt, *Evolution of Remote Monitoring Systems*, ESARD Workshop Tokyo 2019.
5. Heidi Smartt, *Remote Monitoring Systems/Remote data Transmission for International Nuclear Safeguards*, Sandia Report 2022.
6. Abedin-Zadeh R., Mertesde G., *IAEA Safeguards with Unattended and Remote Verification and Monitoring Techniques*, IAEA – SM35/361.
7. *Safeguards implementation practices guide on provision of information to the IAEA*, IAEA Services Series No. 33, IAEA Vienna 2016.
8. Galdoz E., Calceta O., Fernandez Moreno S., Llacer G.D., Vigile S., Brunhuter C., *Remote Monitoring in Safeguards: Security of Information and Enhanced Cooperation*, Palm Desert 2011.
9. Rzymkowski K., *Metody weryfikacji materiałów jądrowych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, Biuletyn Państwowej Agencji Atomistyki, 3, 2018.

50 lat działalności Laboratorium Badawczego Radiometrów Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii

50 years of activity of Research Laboratory of Radiometers of the Military Institute of Chemistry and Radiometry

Angelika Monika Kołacz, Marek Natora, Piotr Furtak, Artur Czapski
Wojskowy Instytut Chemii i Radiometrii

Streszczenie: Laboratorium Badawcze Radiometrów (LBR) jest wydzieloną komórką organizacyjną Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii, której podstawowym zadaniem jest wdrażanie metod wzorcowania, prowadzenie kontroli metrologicznej i kalibracji przyrządów dozymetrycznych i urządzeń związanych z ochroną radiologiczną, stosowanych w zakładach przemysłowych i szpitalach, a także – związanych z potrzebami Sił Zbrojnych Rzeczypospolitej Polskiej (RP). Laboratorium aktywnie uczestniczy w badaniach i pracach rozwojowych zarówno na rzecz obronności, jak i nowych technologii (w chemii, fizyce technicznej i inżynierii materiałowej) szczególnie w zakresie pomiarów i kontroli dozymetrycznej. Prowadzi badania certyfikujące (ocenę zgodności) sprzętu dozymetrycznego, przeznaczonego na użytkowanie w Siłach Zbrojnych RP. Laboratorium dysponuje możliwościami technicznymi zapewniającymi bardzo szeroki zakres pomiarowy mocy dawki – od poziomu tła do symulacji energii wybuchu jądrowego małej mocy (ok. 4 R/s). Wszystkie badania i pomiary są wykonywane w ściśle kontrolowanych warunkach środowiskowych. Dzięki wykorzystaniu wysokoaktywnych źródeł promieniotwórczych możliwe jest prowadzenie badań naukowych polegającym na napromienieniu detektorów fotoluminescencyjnych i innych materiałów. Laboratorium posiada możliwości realizacji badań i kontroli metrologicznych w szerokim spektrum energii oraz mocy dawek, zarówno w zakresie promieniowania gamma, jak i X, a także w obszarze skażeń promieniotwórczych. Kompetencje Laboratorium zostały potwierdzone przez krajowe jednostki akredytujące zarówno cywilne (Polskie Centrum Akredytacji), jak i Sił Zbrojnych (Wojskowe Centrum Normalizacji i Jakości, Wojskowe Centrum Metrologii) poprzez uzyskanie stosownych akredytacji i upoważnień.

Słowa kluczowe: Przyrząd dozymetryczny, promieniowanie jonizujące, obronność i bezpieczeństwo, CBRN, ochrona radiologiczna.

Abstract: *The Radiometer Research Laboratory (LBR) is an organizational unit of the Military Institute of Chemistry and Radiometry (MICR), which main tasks are: implementation of calibrations methods, metrological control of dosimetric devices and equipment used in the industry, hospitals as well as calibration of instruments and equipment covering the needs of the Polish Army. The LBR actively participates in research development for both defense and new technologies (chemistry, technical physics and material engineering) related to dosimetric measurements and control. LBR conducts certification studies for dosimetry equipment dedicated for the use in the Polish Armed Forces. The laboratory is able to perform measurements in a very wide range – from the background level to the simulation of low-power nuclear explosion energy (4 R/s). All tests and measurements are performed under strictly controlled environmental conditions. LBR possesses highly active sealed sources (HASS) for that reason it is possible to perform scientific research involving irradiation of photoluminescent detectors, as well as other materials. The laboratory has the capability to carry out metrological testing and inspection in a wide spectrum of energy and dose rates, both in the gamma and X-ray radiation spectrums, as well as in the field of the radioactive contamination. The laboratory is certified and authorized by relevant domestic civil and military accreditation bodies to perform tasks for the Polish Armed Forces, as well as for the civilian use of radiological equipment.*

Keywords: *Dosimetric devices, ionizing radiation, defense and security, CBRN, radiological protection.*

1. Wstęp

W roku 2023 Laboratorium Badawcze Radiometrów (LBR) obchodzi 50-lecie swojej działalności. Laboratorium funkcjonowało w strukturze WICHiR w różnych formach: pracowni, zakładu, Laboratorium Metrologicznego i Badawczego Radiometrów, a od 2001 roku Laboratorium funkcjonuje pod swoją obecną nazwą.

Historia powstania Laboratorium sięga czasów II wojny światowej. Wtedy to państwa uczestniczące w konflikcie dysponowały ogromną ilością broni chemicznej, która nie została użyta na skale masową. Spory arsenał tej broni został zatopiony m.in. w Bałtyku oraz Zatoce Biskajskiej, a jej ogromne zapasy nadal zgromadzone są m.in. w Rosji, USA i Chinach. Pojawiły się nowe zadania, które miały zabezpieczyć wojsko oraz ludność cywilną przed skutkami użycia nowej broni – broni jądrowej oraz wysokotoksycznymi środkami chemicznymi nowej generacji [1].

Rozkazem personalnym MON w 1952 roku została powołana Grupa Organizacyjno-Przygotowawcza Centralnego Laboratorium Chemicznego. Grupa ta m.in. nadzorowała budowę nowej placówki naukowo-badawczej wojsk chemicznych w Rembertowie. W tym celu został powołany Poligon Naukowo-Badawczy Sprzętu Chemicznego (PNBSChem.), który rozpoczął swoją pracę w 1954 roku.

Głównymi zadaniami PNBSChem. były prace badawcze w zakresie:

- rozpoznania i detekcji skażeń chemicznych;
- rozpoznania i detekcji skażeń wywołanych użyciem broni jądrowej;
- środków ochrony dróg oddechowych oraz skóry;
- likwidacji skażeń chemicznych i promieniotwórczych [2, 3].

W 1958 roku Poligon Naukowo-Badawczy Sprzętu Chemicznego został przemianowany na Ośrodek Badawczy Sprzętu Chemicznego, a wiosną 1973 roku, uchwałą Rady Ministrów 59/73 z dnia 13 marca i zarządzeniem Ministra Obrony Narodowej z dnia 9 kwietnia 1973 roku Ośrodek ten przemianowany został na **Wojskowy Instytut Chemii i Radiometrii (WICHiR)** i pod tą nazwą funkcjonuje do dnia dzisiejszego.

Wzrastające potrzeby wojsk chemicznych dotyczące nowych metod, środków, urządzeń oraz techniki, jak również rozszerzenie kierunków badawczych spowodowały potrzebę rozbudowania bazy naukowo-badawczej i technicznej WICHiR [4, 5]. Koncentracja laboratoriów w jednym miejscu miała być tym panaceum, które pozwoliłoby lepiej koordynować postawione przed jednostką zadania obejmujące: badania, rozwój aparatury technicznej oraz szkolenia. Podjęto decyzję o przeniesieniu wszystkich laboratoriów poza teren Akademii Sztabu Generalnego. Rozpoczęto planowanie budowy nowego bloku laboratoryjnego, wraz z niezbędną infrastrukturą umożliwiającą prowadzenie działalności laboratoryjnej związanej z wykorzystaniem źródeł promieniowania jonizującego

[6, 7]. Tak też powstały załączki Laboratorium Badawczego Radiometrów.

Zadania, które były realizowane przez Laboratorium, obejmowały tematy badań sprzętu dozymetrycznego montowanego w pojazdach i modułach wojskowych. Prowadzono również badania środowiskowe z wykorzystaniem spektrometrii gamma oraz badania skażenia gruntów po awarii elektrowni jądrowej w Czarnobylu. Działalność Laboratorium była niezastąpiona, głównie przy weryfikowaniu wymagań taktyczno-technicznych dotyczących sprzętu dla Wojska Polskiego. Prowadzona była ocena bezpieczeństwa i niezawodności, a także odporności i wytrzymałości sprzętu wojskowego na oddziaływanie promieniowania jonizującego i czynników środowiskowych. Prowadzone badania osłonności przed promieniowaniem neutronowym i gamma pojazdów wojskowych stanowiły ważny element potwierdzający możliwość wykorzystania stosowanych rozwiązań na potrzeby Sił Zbrojnych [8].

Obecnie Laboratorium wykonuje głównie kalibracje i wzorcowania przyrządów dozymetrycznych stosowanych tak przez użytkowników cywilnych, jak i innych podmiotów związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej państwa (Siły Zbrojne RP, Państwowa Straż Pożarna, Policja). Prowadzi także badania w obszarze napromieniowania różnych obiektów w celu zmiany ich właściwości. Poza działalnością pomiarową i badawczo-naukową prowadzone są także szkolenia w celu szerzenia wiedzy z zakresu zagrożeń CBRN i ochrony radiologicznej.

2. Opis Laboratorium

2.1. Działalność Laboratorium

Podstawowym celem działalności Laboratorium obecnie jest kalibracja i wzorcowanie sprzętu dozymetrycznego przeznaczonego na cele obronności państwa oraz powszechnie stosowanego w ochronie radiologicznej. Kompetencje dotyczące działalności laboratoryjnej w zakresie wymagań normy PN-EN ISO/IEC 17025 [9] zostały potwierdzone poprzez uzyskanie akredytacji jako laboratorium:

- a) wzorcujące AP 073 akredytowane przez Polskie Centrum Akredytacji (PCA) zgodnie z zakresem akredytacji;
- b) kalibrujące LM21 zgodnie z upoważnieniem Wojskowego Centrum Metrologii (WCM) Ministerstwa Obrony Narodowej (MON);
- c) badawcze 21/MON/2020 w zakresie Obronność i Bezpieczeństwo (OiB) akredytowane przez Wojskowe Centrum Normalizacji Jakości i Kodyfikacji (WCNJK) Ministerstwa Obrony Narodowej zgodnie z zakresem akredytacji.

Zakres działalności laboratoryjnej realizowany jest w siedzibie Laboratorium na terenie WICHiR. LBR prowadzi działalność związaną z:

- a) wzorcowaniem/kalibracją przyrządów do pomiarów skażeń;
- b) napromieniowaniem dużymi dawkami różnych obiektów do celów badań;
- c) badaniem osłonności materiałów;
- d) szkoleniem z zakresu ochrony radiologicznej i postępowania ze źródłami promieniotwórczymi.

Niezwykle istotna w działalności Laboratorium jest walidacja stosowanych metodyk badawczych, sterowanie jakością badań oraz obliczenia niepewności wyników badań [10, 11, 12].

2.2. Zaplecze naukowo-badawcze

LBR wykorzystuje w swojej działalności promieniowanie jonizujące alfa, beta, gamma oraz X.

Źródła promieniowania znajdują się w pracowniach izotopowych klasy Z [13]. Wojskowy Instytut Chemii i Radiometrii posiada stosowne zezwolenia, wydane przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki (PAA), na prowadzenie działalności związanych z narażeniem na promieniowanie jonizujące, określonych w tych zezwoleniach.

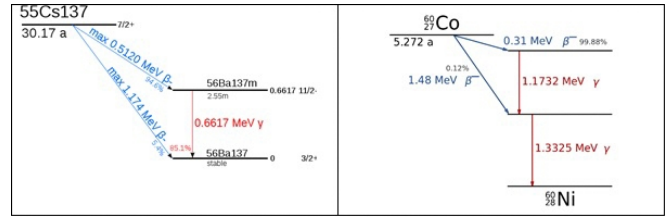
W pracowniach izotopowych klasy Z znajdują się następujące stanowiska do pomiarów dozymetrycznych [14]:

- a) promieniowania gamma (3 izotopy ^{137}Cs) o różnych aktywnościach, zapewniające uzyskanie mocy kermy (dawki pochłoniętej) – w zakresie od 0,4 Gy/h do 135,3 Gy/h;
- b) promieniowania gamma (2 izotopy ^{60}Co), o aktywnościach zapewniających uzyskanie mocy kermy (dawki pochłoniętej) – w zakresie od 1,5 Gy/h do 31 Gy/h i od 1,7 mGy/h do 49,2 Gy/h;
- c) promieniowania X z aparatu rentgenowskiego w zakresie napięć 5–320 kV i prądzie do 30 mA, zapewniających uzyskanie mocy dawki do 55 Gy/h.

LBR posiada ławę kalibracyjną, której możliwości pomiarowe pokrywają zakres mocy dawki od poziomu tła, aż do wartości symulujących energię wybuchu jądrowego małej mocy (ok. 4 R/s, symbol R – rentgen – jednostka dawki ekspozycyjnej promieniowania jonizującego X lub gamma). W skład wyposażenia pomiarowego Laboratorium wchodzi regularnie wzorcowane i sprawdzane urządzenia laboratoryjne zapewniające monitorowanie odpowiednich warunków środowiskowych, a także dokładność pomiarów i badań.

Na stanowisku pomiarowym znajduje się pojemnik osłonowy wykonany z ołowiu, zawierający trzy źródła promieniotwórcze ^{137}Cs oraz jedno źródło promieniotwórcze ^{60}Co . Na rysunku 1 przedstawiono schemat rozpadu promieniotwórczego wraz ze ścieżkami rozpadu i ich energią: ^{137}Cs ($E = 661,7 \text{ keV}$, $T_{1/2} = 30,05 \text{ lat}$) i źródło ^{60}Co ($E = 1173,2 \text{ keV}$ oraz $1332,5 \text{ keV}$, $T_{1/2} = 5,2711 \text{ lat}$) [15].

Ekspozycja, czyli umiejscowienie źródła promieniotwórczego poza pojemnikiem osłonowym, w celu wykorzysta-



Rys. 1. Schemat rozpadu promieniotwórczego izotopu ^{137}Cs i ^{60}Co (źródło [15]).

Fig. 1. Radioactive decay paths of the isotope ^{137}Cs and ^{60}Co (source [15]).

tania jego promieniowania jonizującego, jest możliwa dzięki zastosowaniu sprężarek powietrza, które poprzez wytworzenie odpowiedniego ciśnienia umożliwiają podniesienie źródła promieniotwórczego z pojemnika na odpowiednią pozycję w rurze ekspozycyjnej.

Przykładowy zestaw do wzorcowania przyrządu dozymetrycznego przedstawia rysunek 2, na którym widać przyrząd umieszczony na wózku pomiarowym, znajdującym się w środku wiązki promieniowania jonizującego. W tym przypadku jest to ROBOTRON – przyrząd dozymetryczny wyposażony w detektor w postaci komory jonizującej. W oddali znajduje się pojemnik osłonowy ze źródłami promieniotwórczymi.

Oprócz źródeł ^{137}Cs i ^{60}Co Laboratorium stosuje także aparat rentgenowski z zestawem filtrów widma serii N (widmo wąskie), serii W (widmo szerokie), serii L (seria o małej mocy kermy) i serii H (seria o dużej mocy kermy) w zakresie wysokiego napięcia od 5 do 320 kV.

Wykonywane pomiary na stanowisku są realizowane zgodnie z wymaganiami norm serii PN-EN ISO 4037 dotyczącymi wzorcowego promieniowania rentgenowskiego i gamma [16].

Infrastruktura Laboratorium umożliwia zapewnienie odpowiednich warunków środowiskowych w trakcie



Rys. 2. Przyrząd podczas wzorcowania/kalibracji w laboratorium pomiarowym (autor: Marek Natora – opracowanie własne WICHiR).

Fig. 2. Dosimetric device during calibration on measurement laboratory (author: Marek Natora – own study MICR).

pomiarów i badań, które są monitorowane i rejestrowane przy użyciu pomocniczych urządzeń laboratoryjnych. Laboratorium ma również możliwość pomiarów emisji promieniowania ze skażeń powierzchniowych i . W tabeli 1 zostały przedstawione posiadane przez LBR źródła powierzchniowe.

Tabela 1. Wykaz źródeł powierzchniowych promieniowania i wraz z ich aktywnością na dzień 6.03.2023 r. (materiały własne WICHiR).

Table 1. List of and surface sources along with their activity as of March 6, 2023 (own materials, MICR).

Izotop	Rodzaj promieniowania	Bq/cm ²
C-14		25,95
Tc-99		21,67
Sr-90+Y-90		15,73
Cl-36		20,67
Am-241		3,47
Am-241		20,32
Tl-204		1,81

W skład wyposażenia pomiarowego i badawczego Laboratorium wchodzi również:

- wzorcowe źródła promieniotwórcze – powierzchniowe;
- przyrządy do monitorowania warunków środowiskowych (tj. temperatura, wilgotność, ciśnienie);



Rys. 3. Po lewej stronie – wyposażenie stanowiska do pomiaru skażeń powierzchniowych, po prawej stronie – źródła powierzchniowe (autor: Marek Natora – opracowanie własne WICHiR).

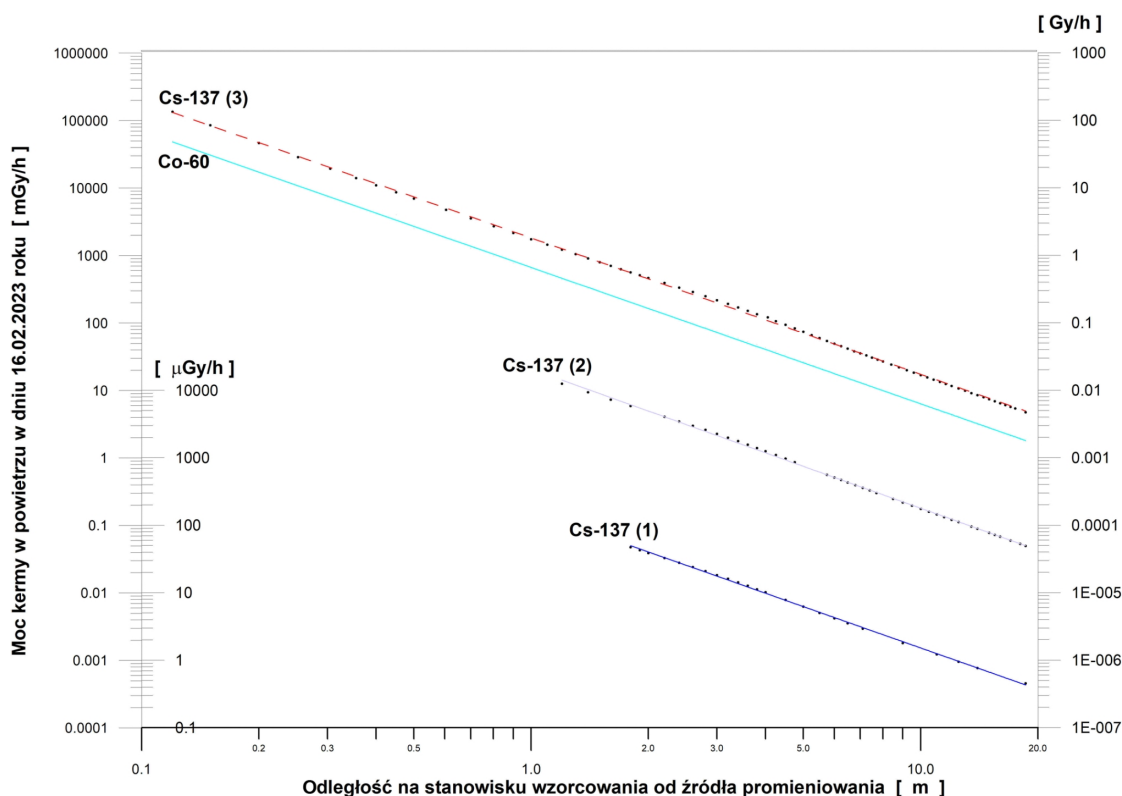
Fig. 3. On the left – equipment of the station for measuring surface contamination, on the right – surface sources (author: Marek Natora – own study MICR).

- podstawki dystansowe, zapewniające wymaganą geometrię i jednorodność, a także unifikację i powtarzalność pomiarów dla wszystkich rodzajów i typów badanych oraz wzorcowanych przyrządów.

Wyposażenie to zostało przedstawione na rysunku 3.

Laboratorium uczestniczy w międzylaboratoryjnych pomiarach porównawczych w zakresie pomiaru mocy kermy w polu promieniowania gamma, nuklidu ¹³⁷Cs i ⁶⁰Co. Wyniki otrzymywane przez LBR, uzyskiwane w kolejnych okresach ($|En| = 0,012$; $|En| = 0,234$; $|En| = 0,004$; $|En| = 0,31$) są niższe aniżeli wartość graniczna ($|En| = 1$), co również potwierdza posiadane przez Laboratorium kompetencje.

Rozkład mocy kermy w powietrzu na stanowisku pomiarowym został przedstawiony na rysunku 4.



Rys. 4. Rozkład mocy kermy w powietrzu na stanowisku wzorcowania (materiały własne WICHiR).

Fig. 4. Air kerma distribution at the calibration station (own materials, MICR).

3. Przykładowe badania przyrządów wykonywane w LBR

3.1. Pomiar mocy dawki i charakterystyki energetycznej

W Laboratorium wykonywane są kalibracje i wzorcowania przyrządów dozymetrycznych, które są powszechnie stosowane w ochronie radiologicznej. Laboratorium posiada możliwość wykonania pomiarów mocy dawki i innych analogicznych wielkości stosowanych w dozymetrii i ochronie radiologicznej. Badane i wzorcowane są przyrządy dozymetryczne z różnymi rodzajami detektorów (liczniki G-M, komory jonizacyjne, półprzewodniki, liczniki scyntylacyjne). Wykonuje się także napromienienie dawkomierzy pasywnych (fotoluminescencyjnych i termoluminescencyjnych oraz OSL). Przykładowe charakterystyki wskazań przyrządów w funkcji mocy dawki: przyrządu FH 40G-L10 oraz przyrządu DPS-68 M1 zostały przedstawione na rysunkach 5 i 6.

Laboratorium wyznacza także wskazania przyrządów w zależności od energii promieniowania, dla widma N (wąskiego) w zakresie energii od 33,3 keV do 248 keV, ^{137}Cs i ^{60}Co . Przykładowy taki pomiar dla przyrządu RK-100 został przedstawiony na rysunku 7.

3.2. Pomiar impulsu jonizującego promieniowania X w czasie ekspozycji 0,1–20 s

Laboratorium wykonuje również pomiary, które są wykorzystywane do monitorowania dawki otrzymanej przez pacjenta podczas diagnostyki rentgenowskiej. Problem ten dotyczy pomiaru bardzo krótkich czasów ekspozycji promieniowania jonizującego X w czasie wykonania zdjęcia rentgenowskiego (od 0,1 s do 20 s). Laboratorium jest

w stanie określić parametry pomiarowe przyrządów stosowanych przy kontroli dozymetrycznej oraz na tej podstawie oszacować, jaką dawkę promieniowania przyjął pacjent podczas tego typu badania.

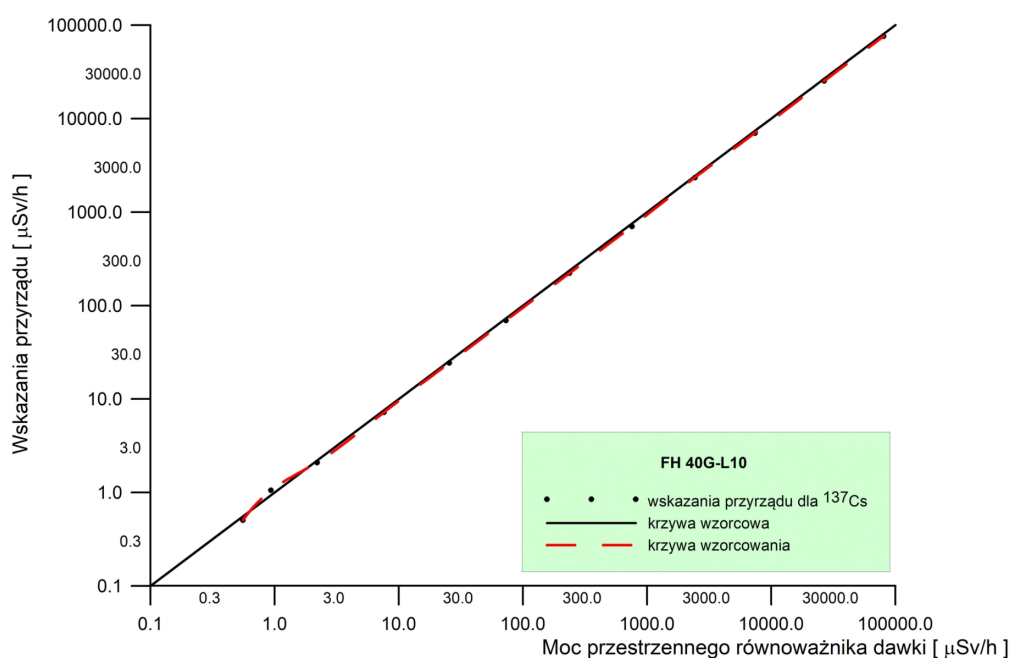
Przykładowa charakterystyka przyrządu ROBOTRON, stosowanego w ochronie radiologicznej, np. w szpitalach, w Sanepid, do pomiaru funkcji (przebiegu zmian) mocy dawki w bardzo krótkim czasie ekspozycji na promieniowanie jonizujące X została przedstawiona na rysunku 8.

3.3. Badanie przyrządów dozymetrycznych na cele obronności państwa

Laboratorium posiada również akredytację w zakresie obronności i bezpieczeństwa (OiB). W ramach posiadanych kompetencji realizuje zadania dotyczące oceny zgodności wyrobów przeznaczonych na potrzeby obronności i bezpieczeństwa państwa ze specyfikacją techniczną lub wymaganiami normy obronnej. Laboratorium wykonuje badania sprzętu dozymetrycznego w celu potwierdzenia wymagań określonych w normie obronnej NO-42-A204 „Wojskowe przyrządy dozymetryczne. Ogólne wymagania techniczne” [17] oraz normie obronnej NO-06-A107:2021 „Sprzęt wojskowy. Ogólne wymagania techniczne, metody kontroli i badań. Metody badania odporności całkowitej na działanie czynników środowiskowych.”[18]

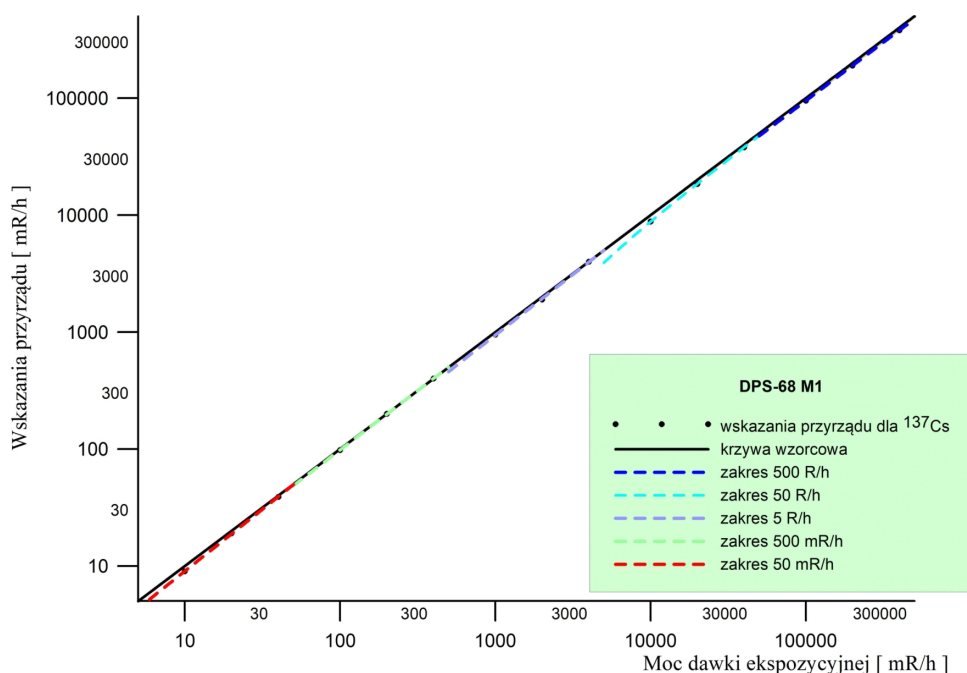
Zakres tych badań obejmuje:

- badanie wytrzymałości sprzętu wojskowego na dawkę promieniowania 100 Gy,
- badanie odporności całkowitej na podwyższoną temperaturę otoczenia,
- badanie odporności całkowitej na obniżoną temperaturę otoczenia,



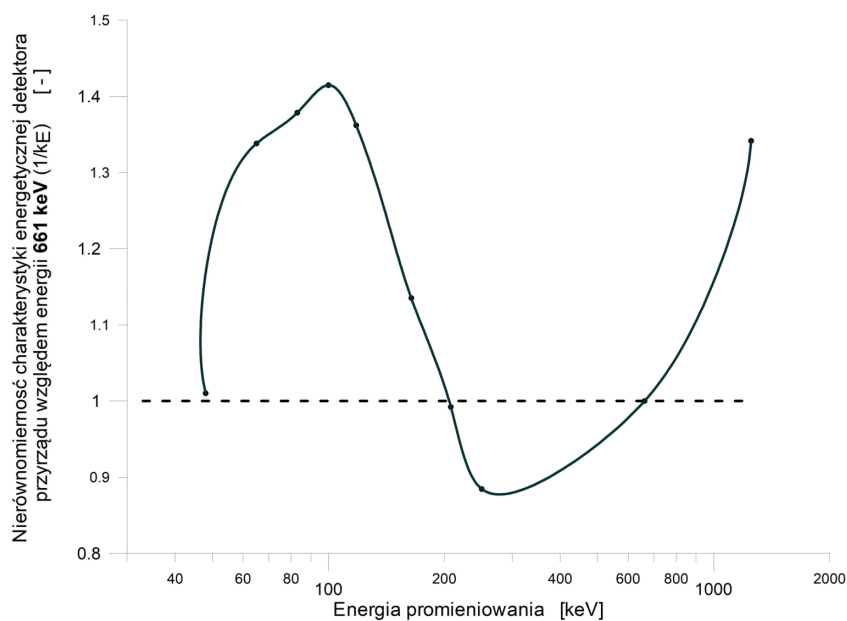
Rys. 5. Wskazania przyrządu FH 40G-L10 w funkcji mocy przestrzennego równoważnika dawki dla izotopu ^{137}Cs (materiały własne WICHiR).

Fig. 5. Indications of the FH 40G-L10 instrument as a function of ambient equivalent dose rate for the ^{137}Cs isotope (own materials, MICR).



Rys. 6. Wskazania przyrządu DPS-68 M1 w funkcji mocy dawki ekspozycyjnej dla izotopu ^{137}Cs (materiały własne WICHiR).

Fig. 6. Readings of the DPS-68 M1 instrument as a function of exposure dose rate for the ^{137}Cs isotope (own materials, MICR).



Rys. 7 Charakterystyka energetyczna w odniesieniu do promieniowania ^{137}Cs dla przyrządu RK-100 (materiały własne WICHiR).

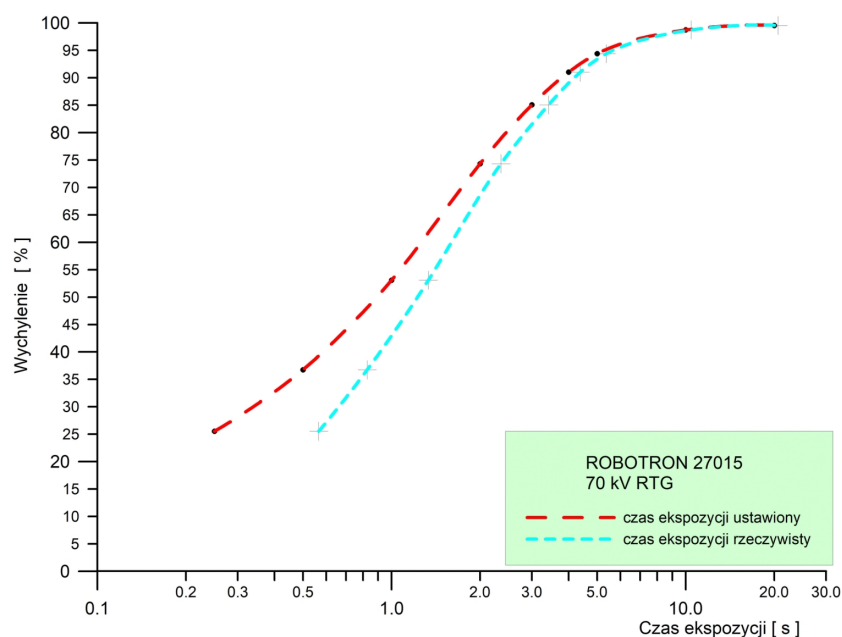
Fig. 7. Energy dependence of response relative to ^{137}Cs gamma rays for the RK-100 device (own materials MICR).

- d) badanie wytrzymałości na zmiany temperatury otoczenia,
- e) badanie odporności całkowitej na zwiększoną wilgotność,
- f) badanie hermetyczności,
- g) badanie odporności całkowitej na promieniowanie słoneczne,
- h) badanie wytrzymałości na swobodny spadek,
- i) badanie wpływu napięcia zasilania na zmiany wskazań przyrządu dozymetrycznego,
- j) badanie wpływu temperatury otoczenia na zmiany wskazań przyrządu dozymetrycznego,

- k) badanie wpływu kierunku wiązki promieniowania na zmiany wskazań przyrządu dozymetrycznego,
- l) badanie czasu reakcji przyrządu dozymetrycznego na promieniowanie jonizujące.

Na rysunku 9 przedstawiono komorę klimatyczną, w której umieszczony jest przyrząd dozymetryczny DPO wraz z sondami podczas badania odporności całkowitej na podwyższoną temperaturę otoczenia.

Przykładową charakterystykę badania odporności całkowitej przyrządów dozymetrycznych na zwiększoną wilgotność przedstawiono na rysunku 10.



Rys. 8. Charakterystyka funkcji mocy dawki promieniowania jonizującego X w krótkim czasie dla przyrządu ROBOTRON, gdzie: wychylenie – to stosunek wartości mierzonej w krótkim czasie (czas ekspozycji) do wartości mierzonej w czasie rzeczywistym; czas ekspozycji – to czas działania promieniowania jonizującego X (materiały własne WICHiR).

Fig. 8. Characteristics of the X-Ray dose rate function in a short time for of the ROBOTRON device, where: *wychylenie* (deflection) – is the ratio of the value measured in a short time (exposure time) to the value measured in real time; *czas ekspozycji* (exposure time) – is the time of exposure to ionizing radiation X (own materials, MICR).



Rys. 9. Przyrząd podczas badań klimatycznych (materiały własne WICHiR).

Fig. 9. Radiation devices during climatic testing (own materials MICR).

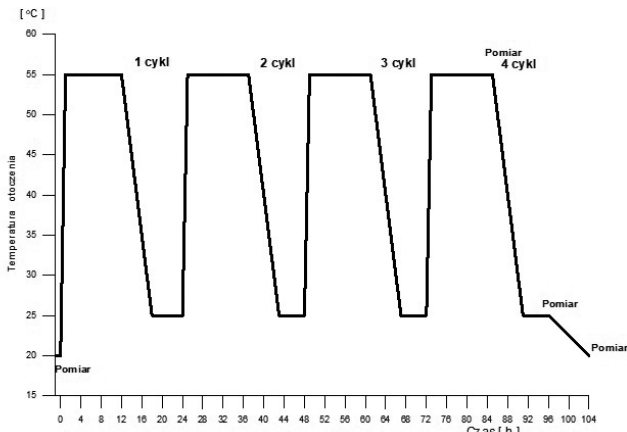
Badania w zakresie odporności całkowitej na podwyższoną (rys. 11) lub obniżoną (rys. 12) temperaturę są prowadzone w warunkach dotyczących danego przyrządu, które są określone w Normach Obronnych lub dokumentacji technicznej. Badania przyrządów dozymetrycznych w zakresie dotyczącym odporności na zmiany temperatury prowadzone są w przeznaczonych do tego celu komorach klimatycznych.

3.4. Szkolenia z zakresu działalności w warunkach występowania promieniowania jonizującego

Laboratorium Badawcze Radiometrów prowadzi szkolenia z zakresu ochrony radiologicznej i CBRN. Dotychczas

prowadzone były zajęcia m.in. dla grup specjalistycznych reprezentujących resort MON oraz MSWiA. Przykładem tego typu szkolenia były ćwiczenia poligonowe dla personelu Sekcji Analiz i Pobierania Prób Radiologicznych COAS w 2004 roku. Stanowiły one istotny etap w realizacji projektu związanego z opracowaniem mobilnego laboratorium do badań zagrożeń CBRN. Całość sprzętu dozymetrycznego została zakupiona i zaadaptowana do tego laboratorium. Ćwiczenia oraz ostateczne testy sprawdzające odbiorców odbywały się w terenie, w którym występowało podwyższone tło promieniowania jonizującego. W ramach tego projektu przeprowadzono ćwiczenia sprawdzające zasadność zrealizowanych założeń i wymagań dotyczących wyposażenia i zadań realizowanych przez personel laboratorium. Założenia te dotyczyły m.in. trafności przyjętych rozwiązań konstrukcyjnych pojazdów, doboru sprzętu i wyposażenia specjalistycznego (pomiarowego i laboratoryjnego), możliwości funkcjonalnych laboratorium. Sprawdzona została także zasadność przyjętych rozwiązań w zakresie zabezpieczenia logistycznego, struktury organizacyjnej poszczególnych zespołów oraz wymagań kwalifikacyjnych personelu.

Obowiązek zapewnienia bezpieczeństwa szczególnie w zakresie ochrony radiologicznej wydaje się dużym wyzwaniem ze względu na globalne ryzyko zagrożenia terroryzmem. Rozpoznanie skażeń to działanie mające na celu stwierdzenie faktu użycia BMR (broni masowego rażenia) lub obecności substancji promieniotwórczych, środków biologicznych czy chemicznych. Rozpoznanie skażeń obejmuje: wykrywanie wstępne i szczegółowe oraz monitoring skażeń. Ze względu na przeznaczenie dzieli się go na: ostrzegający (ang. *detect-to-warn*) oraz analityczny

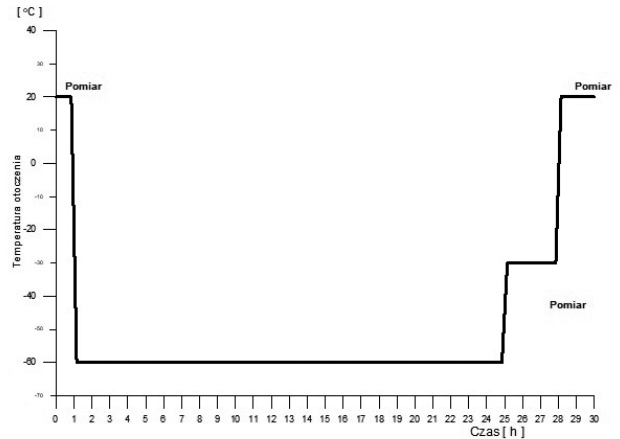


Etap badania	Temperatura pomiarów Wilgotność względna	Wskazania sondy przyrządu					Wartość średnia	Niepewność pomiaru	Błąd względem przed badaniami	Wymaganie NO-42-A204:2014	Zgodność z wymaganiami normy *)
		µSv/h									
Przed badaniami	20,8-41,0	244	246	237	241	240	243	0,7	0,0		-
4 etap	54,6-93,1	257	260	258	258	262	258	0,6	6,3	± 15	TAK
	25,3-95,6	261	256	257	255	260	251	1,2	3,2		TAK
		249	251	248	246	249					TAK
Po badaniach	19,5-37,2	246	245	246	248	249	247	0,4	1,6		TAK

* zgodność z wymaganiami zgodnie z "Wytyczne dotyczące przedstawiania zgodności ze specyfikacją" ILAC-G8:03/2009

Rys. 10. Cykl badania odporności całkowitej na zwiększoną wilgotność oraz wykres cyklu badania w czasie z zaznaczonymi punktami pomiarowymi wraz z wynikami badań sondy przyrządu dozymetrycznego (materiały własne WICHiR).

Fig. 10. Testing cycle for complete resistance to increased humidity and of diagram of the test cycle over time with marked measurement points (own materials MICR).



Etap badania	Temperatura pomiarów	Wskazania sondy przyrządu					Wartość średnia	Niepewność pomiaru	Błąd względem przed badaniami	Wymaganie NO-42-A204:2014	Zgodność z wymaganiami normy *)
		+10 ² s ⁻¹									
Przed badaniami	+20,3	463	469	473	462	471	465	0,6	0,0		-
W trakcie badań	-30,1	445	445	437	446	432	442	1,3	-5,1	± 15	TAK
Koniec badań	+20,9	437	443	445	447	441	440	3,1	-1,2		TAK

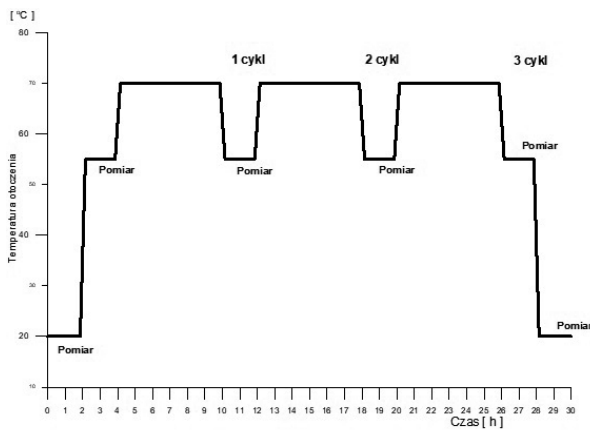
* zgodność z wymaganiami zgodnie z "Wytyczne dotyczące przedstawiania zgodności ze specyfikacją" ILAC-G8:03/2009

Rys. 12. Cykl badania odporności całkowitej przyrządu na obniżoną temperaturę otoczenia wraz z wynikami (materiały własne WICHiR).

Fig. 12. Testing cycle of the instrument for total resistance to reduced ambient temperature with results (own materials MICR).

(ang. *detect-to-treat*). Dlatego ważne jest upowszechnianie wiedzy nt. znajomości zagrożeń i postępowania w sytuacji tego typu zagrożenia.

Przykładowe badania i pomiary realizowane przez grupy szkoleniowe na terenach, na których występuje podwyższone tło promieniowania jonizującego, zostało przedstawione na rysunku 13.



Etap badania	Temperatura pomiarów	Wskazania sondy przyrządu					Wartość średnia	Niepewność pomiaru	Błąd względem przed badaniami	Wymaganie NO-42-A204:2014	Zgodność z wymaganiami normy *)
		+10 ² s ⁻¹									
Przed badaniami	+21,3	466	462	468	463	460	464	0,7	0,0		-
Podwyższona temperatura pracy	+60,2	447	449	453	449	446	448	0,6	-3,4	± 15	TAK
Koniec 1 cyklu badań	+60,3	439	445	446	445	451	445	1,3	-4,1		TAK
		449	445	441	445	443					TAK
Koniec badań	+20,3	463	469	473	462	471	465	0,6	0,3		TAK

* zgodność z wymaganiami zgodnie z "Wytyczne dotyczące przedstawiania zgodności ze specyfikacją" ILAC-G8:03/2009

Rys. 11. Cykl badania odporności całkowitej przyrządu na podwyższoną temperaturę otoczenia wraz z przykładowymi wynikami (materiały własne WICHiR).

Fig. 11. Testing cycle of the instrument for total resistance to elevated ambient temperature with sample results (own materials MICR).



Rys. 13. Pomiary dozymetryczne w terenie. Po lewej stronie – polowy zestaw do badań spektrometrycznych, po prawej stronie – polowy zestaw do środowiskowych pomiarów dozymetrycznych (autor: Marek Natora – opracowanie własne WICHiR).

Fig. 13. Dosimetric measurements in the field. On the left – a field kit for spectrometric tests, on the right – a field kit for environmental dosimetric measurements (author: Marek Natora – own study, MICR).

4. Podsumowanie

Laboratorium Badawcze Radiometrów posiada zarówno kompetencje badawcze, jak i pomiarowe dotyczące form kontroli metrologicznej przyrządów i sprzętu przeznaczo-

nych do pomiaru promieniowania jonizującego. Laboratorium dysponuje świetnie wykształconym (kompetentnym) personelem, zaangażowanym w prace związane z dalszym rozwojem stosowanych technik i urządzeń.

Laboratorium wykonuje około 600 wzorcowań/kalibracji rocznie, utrzymując jednocześnie bardzo dobrą ocenę w trakcie porównań międzylaboratoryjnych. Taka ocena jest uzyskiwana od wielu lat w sposób ciągły. Rocznie Laboratorium uzyskuje zamówienia i w ich wyniku zawiera długoterminowe umowy z około 150 instytucjami oraz firmami wojskowymi i cywilnymi w Polsce. Oprócz działalności usługowej przedstawiciele Laboratorium z ramienia WICHiR biorą udział w projektach naukowych, badawczo-rozwojowych zarówno krajowych, jak i europejskich, a także występują w roli ekspertów w szkoleniach i działaniach wspierających przeciwdziałanie czynnikom CBRN. Współorganizowane szkolenia oraz ćwiczenia stanowią odpowiedź na zapotrzebowanie polskich służb i instytucji w zakresie ustandaryzowania procedur, umożliwiających podjęcie właściwych działań w sytuacji kryzysowej wynikającej z użycia czynników CBRN.

Spełniając oczekiwania rynku, Laboratorium w sposób ciągły podejmuje działania w celu sprostania nowym wyzwaniom stawianym nowoczesnym laboratoriom radiometrycznym i działającym w zakresie kalibracji przyrządów dozymetrycznych, rozszerzając zakres swojej działalności, a także modernizując i usprawniając posiadane zaplecze techniczne. Jesteśmy także otwarci na nowe doświadczenia. Pracownicy są otwarci na podejmowanie i rozwiązywanie nowych zagadnień badawczych oraz wdrożeniowych. Wieloletnie doświadczenie, opanowana metodyka badań, posiadane szerokie spektrum możliwości pomiarowych oraz dokładność prowadzenia pomiarów i ich zgodność z normami europejskimi powoduje, że Laboratorium jest solidnym partnerem we współpracy z instytucjami zewnętrznymi.

Podziękowania

Autorzy dziękują: Dariuszowi Palijczukowi, Andrzejowi Urbańskiemu, Edwardowi Sofułowowi, Barbarze Piotrowskiej, Stanisławowi Kata, Zofii Steć-Łabonarskiej oraz Wiesławowi Szubie za wkład w działalność i rozwój Laboratorium.

Notka o autorach

mgr inż. Angelika Monika Kotacz – absolwentka Wydziału Technologii i Inżynierii Chemicznej Politechniki Bydgoskiej (2019), pracownik naukowy, z-ca kierownika laboratorium w Zakładzie Dozymetrii i Systemów Detekcji Skażeń w LBR-WICHiR. Specjalistka w zakresie detekcji promieniowania jonizującego, inżynierii chemicznej i materiałowej, metrologii, ochrony radiologicznej i dozymetrii.

mgr inż. Marek Natora – absolwent Wydziału Chemii i Fizyki Technicznej Wojskowej Akademii Technicznej w Warszawie (1981), pracownik naukowy, starszy specjalista badawczo-techniczny w Zakładzie Dozymetrii i Systemów Detekcji Skażeń w LBR-WICHiR.

Prowadzi badania w zakresie inżynierii chemicznej i procesowej, dozymetrii, ochrony radiologicznej i ochrony przed skażeniami.

mgr inż. Piotr Furtak – absolwent kierunku fizyka na Wydziale Inżynierii Chemii i Fizyki Technicznej Wojskowej Akademii Technicznej w Warszawie, główny specjalista badawczo-techniczny w WICHiR., uczestnik projektów CBRN, ekspert w zakresie inżynierii chemicznej, dozymetrii, ochrony radiologicznej i ochrony przed skażeniami.

mjr mgr inż. Artur Czapski – absolwent Wydziału Nowych Technologii i chemii Wojskowej Akademii Technicznej w Warszawie, p.o. kierownika LBR-WICHiR (2022), ekspert w zakresie detekcji promieniowania jonizującego i dozymetrii.

Literatura

- Ostojski M., Andrulewicz E., Krzymiński W., *Broń chemiczna zatopiona w Morzu Bałtyckim w wyniku działań wojennych*, Instytut Meteorologii i Gospodarki Wodnej, Państwowy Instytut Badawczy, 2010.
- Archiwum Instytucji Centralnych MON – Modlin. *Akta nr 349/92 (17 – 22) OBSChem*, Rozkazy wewnętrzne OBSChem.
- Krzyszowski C., *W obronie życia. Wspomnienia generała obrony przeciwchemicznej*. SWOPChem. Warszawa 1999.
- Makles Z., *Broń chemiczna w Polsce*. Biul. WICHiR 1(28), 1998, 71–82.
- Makles Z., *Broń chemiczna. Stan rokowań nad konwencją i problemem weryfikacji postanowień konwencji. Rola Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii w tym procesie*. Biul. WICHiR 1(17), 1990, 9–13.
- Makles Z., *Prace Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii zakończone i wdrożone do produkcji w latach 1981–1990*. WICHiR, Warszawa, Sygn. wewn. 1327/90, 1990.
- Makles Z., *Zestawienie ważniejszych prac badawczych i rozwojowych realizowanych w latach 1956–1990*. WICHiR, Warszawa, Sygn. wewn. 1423/91, 1991.
- Świadectwa wzorcowania, świadectwa kalibracji, raporty oraz sprawozdania realizowanych badań i pomiarów w LBR.
- PN-EN ISO/IEC 17025:2005. *Ogólne wymagania dotyczące kompetencji laboratoriów badawczych i wzorcujących*.
- Akredytacja bez tajemnic*, Laboratorium – Przegląd Ogólnopolski, 4, 2009, 6-9.
- Michalski R., Mytych J., *Akredytacja laboratoriów badawczych wg normy PN-EN ISO/IEC 17025 – przewodnik*, Wydawnictwo Elamed, 2008.
- Bulska E., Konieczka P., Kremer E., Naganowska-Nowak A., Namieśnik J., Rompa M., Świtaj-Zawadka A., Zygmunt B., *Ocena i kontrola jakości wyników pomiarów analitycznych*, praca zbiorowa, WN-T, Warszawa 2007.
- Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 12 lipca 2006 r. w sprawie szczegółowych warunków bezpiecznej pracy ze źródłami promieniowania jonizującego, <https://sip.lex.pl/akty-prawne/dzu-dziennik-ustaw/szczegolowe-warunki-bezpiecznej-pracy-ze-zrodlami-promieniowania-17292310>
- Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe, <https://sip.lex.pl/akty-prawne/dzu-dziennik-ustaw/prawo-atomowe-16890219>
- Lieser K. H., *Einführung in die Kernchemie*, Abb. (7-22), 1991, 223, ISBN 3-527-28329-3
- PN-EN ISO 4037-1:2021-0 Ochrona radiologiczna – *Wzorcowe promieniowanie rentgenowskie i gamma do kalibracji dawkomierzy i mierników mocy dawki oraz do określania ich charakterystyk energetycznych* – Część 1: Charakterystyki promieniowania oraz metody jego wytwarzania.
- NO-42-A204:2014 Wojskowe przyrządy dozymetryczne. *Ogólne wymagania techniczne*.
- NO-06-A107:2021 Sprzęt wojskowy. *Ogólne wymagania techniczne, metody kontroli i badań. Metody, badania odporności całkowitej na działanie czynników środowiskowych*.

Konferencja Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej – Kołobrzeg 2023

Maria Kubicka^a, Wojciech Głuszewski^b

^a Prezes Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej, Poznań

^b Instytut Chemii i Techniki Jądrowej, Warszawa

Stowarzyszenie Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR) zorganizowało w dniach 31.05–02.06 2023 roku w Kołobrzegu kolejną z cyklu konferencji naukowych połączoną z walnym zebraniem sprawozdawczo – wyborczym SIOR. W tym roku wydarzenie nosiło ogólny tytuł „Energetyka jądrowa, dozymetria, radioterapia – współczesne wyzwania”. Poza energetyką jądrową jak zwykle poruszano również istotne tematy z dziedziny praktyki ochrony radiologicznej dotyczące m.in. przepisów prawnych, nowych programów szkoleń, zapewnienia jakości w radioterapii i diagnostyce radiologicznej, działalności pracowni wzorcowania prowadzonej na potrzeby ochrony radiologicznej.

W każdym z takich cyklicznych spotkań SIOR uczestniczą przedstawiciele Państwowej Agencji Atomistyki oraz Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, którzy odpowiadają na pytania związane z pracą inspektorów ochrony radiologicznej (IOR). W konferencjach SIOR biorą udział również przedstawiciele: firm produkujących urządzenia diagnostyczne i terapeutyczne, Stacji Sanitarno-Epidemiologicznych, ośrodków onkologicznych i zakładów medycyny nuklearnej. Zasadniczym celem spotkań jest przedyskutowanie w obecności przedstawicieli PAA problemów, z jakimi spotykają się inspektorzy ochrony radiologicznej w pracy zawodowej. W tegorocznej konferencji wzięło udział 77 osób związanych z zastosowaniami promieniowania jonizującego w medycynie, przemyśle, rolnictwie, ochronie środowiska i nauce. W związku z planowaną budową w naszym kraju dużych i małych elektrowni jądrowych wiele uwagi poświęcono radiologicznemu bezpieczeństwu reaktorów jądrowych. Patronat nad wydarzeniem objął Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA).

W inauguracyjnym wykładzie **dr inż. Ernest Staroń** (PAA) opowiedział o roli PAA w realizacji Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ). Zadaniem Prezesa

PAA będzie sprawowanie nadzoru oraz egzekwowanie przestrzegania wymagań i norm bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych oraz innych obiektów jądrowych na wszystkich etapach ich cyklu życiowego, począwszy od etapu oceny środowiskowej i lokalizacji, przez projektowanie, budowę, rozruch, eksploatację, aż do likwidacji. Już dziś PAA wspiera Generalną Dyрекcję Ochrony Środowiska w ocenie raportu o oddziaływaniu na środowisko, złożonego w ramach PPEJ. Jak wiadomo, sugerowana lokalizacja przyszłej elektrowni jądrowej to Lubiatowo w gminie Choczewo. Jednocześnie prowadzone są konsultacje transgraniczne z krajami zainteresowanymi możliwym wpływem przyszłej polskiej elektrowni na ich ludność i środowisko. Zgodnie z prawem budowa elektrowni jądrowej może się rozpocząć tylko wtedy, gdy przyszły użytkownik uzyska pozwolenie od wojewody, a to wymaga akceptacji Prezesa PAA. Zadaniem PAA będzie sprawdzenie i potwierdzenie wypełnienia przez inwestora wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. W tym celu PAA dokona oceny przedłożonej dokumentacji i przeprowadzi niezbędne analizy bezpieczeństwa. Inspektorzy dozoru jądrowego będą również prowadzić kontrole obiektu jądrowego w trakcie jego budowy, rozruchu i eksploatacji. Do efektywnego wykonania tych zadań potrzebna będzie wykwalifikowana kadra. Zgodnie z PPEJ oddanie do eksploatacji pierwszej polskiej elektrowni jądrowej powinno nastąpić w 2033 roku.

Dr inż. Jacek Nowicki (Stowarzyszenie Elektryków Polskich – SEP) przedstawił prezentację zatytułowaną „Energetyka jądrowa w Polsce: od Żarnowca do SMR-ów”. Przypomnił na wstępie, że decyzja o lokalizacji pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce zapadła już w grudniu 1972 roku, ale faktyczne rozpoczęcie prac nastąpiło 10 lat później. Uchwała Rady Ministrów PRL w sprawie budowy Elektrowni Jądrowej Żarnowiec nad

brzegiem Jeziora Żarnowieckiego została podjęta 18 stycznia 1982 roku. Elektrownia jądrowa i zlokalizowana w pobliżu elektrownia szczytowo-pompowa tworzyć miały Zespół Energetyczny Żarnowiec. Niecałe dwa lata później 31 grudnia 1983 roku rząd podjął uchwałę nr 206 o planowanych terminach oddania do eksploatacji dwóch pierwszych bloków EJ Żarnowiec: odpowiednio w grudniu 1990 i grudniu 1991 roku. Kolejną inwestycją w energetykę jądrową lat późnego PRL-u stać się miała EJ Warta zlokalizowana w miejscowości Klempicz, pomiędzy Poznaniem a Piłą. Elektrownia jądrowa w Żarnowcu miała docelowo składać się z czterech bloków o jednostkowej mocy elektrycznej 440 MW, każdy z reaktorem wodnociśnieniowym typu WWER440-213. W maju 1985 roku na budowie elektrowni odbyła się uroczystość wmurowania aktu erekcyjnego z udziałem lokalnych władz i przedstawicieli Północnego Okręgu Energetycznego. Katastrofa w radzieckiej elektrowni jądrowej w Czarnobylu w 1986 roku spowodowała wzrost negatywnego nastawienia części polskiego społeczeństwa wobec rozwoju energetyki jądrowej, a także budowy EJ Żarnowiec. Dodatkowo pogorszenie sytuacji gospodarczej kraju w latach 1988–89 spowodowało spowolnienie budowy. W lecie 1990 roku prace polegające głównie na zabezpieczeniu placu budowy prowadziło ok. 1000 pracowników. Protesty społeczne i niekorzystne opinie ekspertów spowodowały, że budowa została praktycznie wstrzymana. Jesienią 1989 roku stan wykonania niektórych prac sięgał ponad 90%. Zaawansowane były też dostawy urządzeń – w tym reaktorów jądrowych. 4 września 1990 roku rząd premiera Tadeusza Mazowieckiego na wiosek ministra przemysłu Tadeusza Syryjczyka podjął decyzję o zaniechaniu budowy EJ Żarnowiec. Kwestia możliwości zbudowania elektrowni jądrowej w Polsce powróciła po dwóch pierwszych dekadach, jakie upłynęły od początku transformacji ustrojowej. W 2010 roku utworzono spółkę PGE EJ1 mającą w ramach PGE pełnić funkcję inwestora pierwszej polskiej elektrowni jądrowej. Termin oddania do użytku elektrowni wyznaczono na rok 2020 z usytuowaniem w północnej części Pomorza Gdańskiego – nad jeziorem Żarnowieckim (gmina Gniewino) lub nad brzegiem Bałtyku (gmina Choczewo). Katastrofa elektrowni jądrowej w Fukushima w roku 2011 pośrednio przełożyła się na działania w obszarze energetyki jądrowej w Polsce. W Europie wiele krajów wyhamowało rozwój tej dziedziny energetyki, a Niemcy – największa gospodarka starego kontynentu zadeklarowały całkowite odejście od energii jądrowej na rzecz tzw. *Energiewende* – transformacji energetycznej bazującej na wykorzystaniu źródeł odnawialnych, a w okresie przejściowym gazu ziemnego dostarczanego bezpośrednio z Federacji Rosyjskiej rurociągami Nordstream. Bez wątpienia zmiany te spowodowały, że działania PGE EJ1 były pozbawione pożądanej dynamiki. W lutym 2013 roku PGE EJ1 podpisała umowę ze spółką Worley Parsons na wykonanie

badania środowiskowych w celu wskazania lokalizacji elektrowni. Wartość kontraktu wynosiła 252 mln PLN. Na początku 2014 roku Rada Ministrów RP przyjęła uchwałę o realizacji Polskiego Programu Energetyki Jądrowej. Termin uruchomienia elektrowni przesunięty został na rok 2024. W grudniu 2014 roku umowa z Worley Parsons została rozwiązana. Trzy lata później, w 2017 roku PGE przystąpiła do realizacji badań środowiskowych własnymi siłami. W czerwcu 2020 roku podczas wizyty Prezydenta RP Andrzeja Dudy w Waszyngtonie podpisano deklarację dotyczącą rozpoczęcia nowego etapu współpracy polsko-amerykańskiej przy budowie elektrowni jądrowych w Polsce. Rozpoczęta w lutym 2022 roku wojna na Ukrainie spowodowała szybką zmianę postrzegania energetyki jądrowej przez *mainstream* świata zachodniego, umotywowaną chęcią odciążenia się od importu rosyjskiego gazu, ropy i węgla. Elektrownie jądrowe uważane dotąd za „schyłkową technologię”, której wieszczono rychły koniec, błyskawicznie odzyskały atrakcyjność w krajach Zachodu. 2 listopada 2022 roku Rada Ministrów RP podjęła decyzję o budowie elektrowni jądrowej o mocy elektrycznej do 3750 MW na obszarze gmin Choczewo lub Gniewino i Krokowa w oparciu o amerykańską technologię reaktorów AP1000 firmy Westinghouse Electric. 31 października 2022 roku ogłoszono, że Ministerstwo Aktywów Państwowych RP, Ministerstwo Handlu, Przemysłu i Energii Republiki Korei, polskie firmy energetyczne ZE PAK i PGE oraz KHNP na spotkaniu w Seulu podpisały wspólnie list intencyjny. Głównym celem tych działań jest opracowanie planu budowy elektrowni jądrowej w Pątnowie w Polsce na bazie technologii południowokoreańskich bloków APR-1400. Równoległe intensywne prace zmierzają do wprowadzenia do Polski technologii małych reaktorów modułowych (SMR – ang. *Small Modular Reactor*). W grudniu 2021 roku firmy ORLEN i Synthos podpisały umowę inwestycyjną zakładającą utworzenie spółki *joint venture* ORLEN Synthos Green Energy (OSGE). Głównym celem przedsięwzięcia będzie przygotowanie i komercjalizacja w Polsce technologii SMR-ów, a w szczególności BWRX-300 produkcji amerykańsko-japońskiej firmy General Electric Hitachi. Podpisana umowa zakłada szeroki zakres działalności spółki obejmujący m.in. promocję technologii, wspieranie rozwoju rozwiązań prawnych, badanie poszczególnych lokalizacji pod kątem budowy instalacji, realizację wspólnych inwestycji, a w końcu także produkcję energii i ciepła na potrzeby własne, komunalne i komercyjne. W kwietniu 2023 roku spółka Orlen Synthos Green Energy przedstawiła siedem wstępnych lokalizacji pod budowę SMR – małych modułowych reaktorów jądrowych BWRX-300. Wymienione zostały: Włocławek, Stawy Monowskie koło Oświęcimia, Ostrołęka, Dąbrowa Górnicza, Kraków Nowa Huta, Tarnobrzaska Specjalna Strefa Ekonomiczna obejmująca Tarnobrzeg i Stalową Wolę,

oraz okolice Warszawy. W miejscach tych prowadzone będą szczegółowe badania, które mają potrwać ok. dwóch lat. Kolejne wstępne lokalizacje zostaną podane pod koniec roku, tak by w sumie było ich 20. Równoległe prace nad wprowadzeniem do Polski technologii małych reaktorów modułowych prowadzi spółka KGHM Polska Miedź SA. KGHM w lutym 2022 roku podpisał umowę z amerykańską firmą NuScale Power w sprawie rozpoczęcia prac nad wdrożeniem zaawansowanych małych reaktorów modułowych (SMR) w Polsce. Miedziowa spółka uruchomi pierwsze reaktory do 2029 roku. Temat energetyki jądrowej kontynuował **Sławomir Cieślik** (SEP) w wykładzie „Energetyka jądrowa w transformacji energetycznej w Polsce”.

Dr inż. Wiesław Gorączko (SIOR) spróbował odpowiedzieć na pytanie „Energetyka jądrowa w Polsce – program ambitny czy realny”? Zastrzegł się, że jest to jego subiektywna ocena całości tzw. rozwoju energetyki jądrowej w kraju. W tym celu przeanalizował kwestie: zarysów planów rozwoju energetyki jądrowej w Polsce, kosztów budowy jednostek energetycznych i inwestycji towarzyszących, zasobów ludzkich, konsultacji społecznych, potrzeb i możliwości. W tym kontekście podzielił decyzje na: prawidłowe, ryzykowne i błędne.

Mgr Igor Krupiński (Polon Alfa) zreferował temat interpretacji wyników pomiarów skażeń promieniotwórczych. W przepisach i dokumentach normatywnych mówi się o skażeniu powierzchni określanym jako aktywność na jednostkę powierzchni, a odpowiedź większości przyrządów pomiarowych jest proporcjonalna do promieniowania emitowanego z powierzchni, a nie do aktywności substancji znajdującej się na powierzchni lub w jej obrębie. W wyniku zmienności właściwości absorpcyjnych i rozproszonych rzeczywistych powierzchni nie można ogólnie przyjąć, że istnieje prosta, znana zależność między powierzchnią emisją promieniowania a aktywnością na jednostkę powierzchni. Wynika z tego wyraźna potrzeba zwrócenia uwagi na problematykę związaną z pomiarem skażeń promieniotwórczych powierzchni i oceną wyników pomiarów.

Inspektor dozoru jądrowego (PAA) **mgr Agnieszka Jaworska-Sobczak** wyjaśniła, co powinny zawierać dokumenty wymagane przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia. Większość dokumentów, jakie należy dołączyć do wniosku o zezwolenie na wykonywanie działalności w narażeniu na promieniowanie jonizujące, nie uległo zmianie. Jednak pojawiły się nowe, które, jak pokazuje praktyka, nastroczają trudności co do ich zrozumienia i zapisania odpowiednią treścią. Jednym z nich jest dokument dotyczący **oceny narażenia pracowników oraz osób z ogółu ludności** związanej z działalnością wskazaną we wniosku i **wynikających z tej oceny proponowanych ograniczników dawek** (limity użytkowe dawek) dla **pracowników i osób z ogółu ludności**. Dokument przez

wielu inspektorów ochrony radiologicznej, którzy to w większości wypadków odpowiadają za przygotowanie stosownych dokumentów, jest błędnie sporządzony, a użyte w tytule tego dokumentu sformułowanie „ocena narażenia” jest błędnie kojarzone z pojęciem „oceny narażenia” wynikającym z obowiązków, jakie na kierownika jednostki organizacyjnej nakłada ustawa Prawo atomowe. Kolejnym takim dokumentem jest **opinia inspektora ochrony radiologicznej na temat badania i sprawdzania urządzeń ochronnych i przyrządów dozymetrycznych**, o której mowa w art. 7a ust. 1 ustawy. Kierownik jednostki organizacyjnej zasięga opinii inspektora ochrony radiologicznej na temat badania i sprawdzania urządzeń ochronnych i przyrządów dozymetrycznych, obejmującej w szczególności:

- ocenę urządzeń mających wpływ na ochronę radiologiczną – przed dopuszczeniem do ich stosowania;
- dopuszczenie do stosowania nowych lub zmodyfikowanych źródeł promieniowania jonizującego, z punktu widzenia ochrony radiologicznej;
- sprawdzanie skuteczności stosowanych środków i technik ochrony przed promieniowaniem jonizującym;
- wzorcowanie przyrządów dozymetrycznych, sprawdzanie ich sprawności i właściwego użytkowania, a także ich konserwacji;
- ocenę obiektu lub instalacji z punktu widzenia ochrony radiologicznej – przed dopuszczeniem ich do eksploatacji.

Z punktu widzenia kierownika jednostki dokument ten powinien być traktowany jako jeden z najważniejszych i bardzo istotnych, gdyż lektura tego dokumentu powinna dać kierownikowi jednostki wiedzę co do tego, czy działalność, którą chce wykonywać, nie będzie stwarzała niebezpieczeństwa dla pracowników i osób z ogółu ludności, a użyte różnego rodzaju środki są wystarczające, odpowiednie, adekwatne do tego, z czym ma zamiar pracować, a przede wszystkim zgodne z przepisami prawa i zasadami ochrony radiologicznej.

Trzecim dokumentem stanowiącym dość duże wyzwanie w procesie przygotowania dokumentów przy składaniu wniosku jest **program zapewnienia jakości (PZJ)**, o którym mowa w art. 7 ust. 2 ustawy Prawo atomowe. Artykuł ten nakłada na kierownika jednostki organizacyjnej wykonującej działalność wymagającą zezwolenia obowiązek opracowania i wdrożenia programu zapewnienia jakości, obejmującego w szczególności:

- podział między pracownikami jednostki organizacyjnej odpowiedzialności oraz zadań w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej;
- sposób realizacji wymagań dotyczących funkcjonowania, konserwacji i utrzymania źródeł promieniowania jonizującego oraz dotyczących wyposażenia związanego z tymi źródłami;

- sposób zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych;
- system zarządzania sytuacjami zdarzeń radiacyjnych, o którym mowa w art. 86d.

W przypadku jednostek ochrony zdrowia PZJ obejmuje również:

- *systematycznie planowane i wykonywane działania konieczne dla zapewnienia ochrony radiologicznej osób poddawanych ekspozycjom medycznym, o których mowa w art. 33a, w celu zminimalizowania prawdopodobieństwa wystąpienia i skali ekspozycji niezamierzonych lub narażeń przypadkowych;*
- *w przypadku radioterapii – ocenę ryzyka wystąpienia ekspozycji niezamierzonych lub narażeń przypadkowych;*
- *wdrożenie wewnętrznego systemu rejestracji i analizy zdarzeń obejmujących lub potencjalnie obejmujących ekspozycje niezamierzone lub narażenia przypadkowe, odpowiednio do zagrożenia powodowanego przez działalność wykonywaną przez tę jednostkę;*
- *w sytuacji ekspozycji niezamierzonej lub narażenia przypadkowego – przygotowanie informacji dla lekarza kierującego oraz lekarza prowadzącego, a także pacjenta lub jego przedstawiciela, o ekspozycji niezamierzonej lub narażeniu przypadkowym oraz o wynikach analizy tej ekspozycji lub tego narażenia.*

Dr hab. Krzysztof Kozak (Instytut Fizyki Jądrowej PAN Kraków) zreferował temat emisji substancji promieniotwórczych w trakcie pracy elektrowni jądrowej oraz wymienił limity, poziomy i systemy kontroli. W związku z realizacją Polskiego Programu Energetyki Jądrowej i planach rozpoczęcia budowy elektrowni jądrowej w Polsce kwestie emisji substancji promieniotwórczych w trakcie pracy elektrowni jądrowej są przedmiotem szczególnej uwagi. W większości przypadków promieniotwórcze produkty rozszczepienia są zatrzymywane wewnątrz elementów paliwowych, a te, które dyfundują do chłodziwa lub w nim powstają, są w dużym stopniu usuwane przez układy przetwarzania odpadów gazowych i płynnych. Część tych substancji, na podstawie pozwolenia, jest świadomie uwalniana do środowiska. Poziomy tych emisji są rygorystycznie monitorowane, zarówno przez operatora elektrowni jądrowej, urzędy dozoru jądrowego, jak i niezależne laboratoria pomiarowe. Na przestrzeni lat następowała istotna redukcja uwolnień z elektrowni jądrowej i obniżanie dopuszczalnych limitów.

Mgr Marta Rowińska i mgr inż. Dariusz Wrona (MERK Sp. z o.o.) oraz **mgr inż. Jerzy Wojnarowicz** (NCBJ) poruszyli kilka kwestii związanych z transportem materiałów jądrowych. Tego typu przewozy odbywały się już wcześniej. Transportowano zarówno paliwo jądrowe do reaktora badawczego MARIA w NCBJ, jak i odpady w postaci wypalonego paliwa jądrowego z naszego reaktora. Przez nasz kraj odbywał się również tranzyt paliwa

dla elektrowni jądrowych w Ukrainie. Wykorzystywano transport kołowy, lotniczy i morski. Cała procedura uzyskania zezwolenia wymaga przedstawienia w PAA wielu dokumentów, często są to dokumenty objęte klauzulą poufności. Zgodnie z rozporządzeniem Rady Ministrów w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności (Dz.U. z 2021 poz. 1667) podstawowe dokumenty, które należy załączyć do wniosku, to między innymi:

- program ochrony przed promieniowaniem określony w przepisach o przewozie towarów niebezpiecznych,
- w przypadku transportu drogowego – dodatkowo zaświadczenie ADR, jeżeli jest to wymagane przez przepisy o przewozie towarów niebezpiecznych,
- informacja o planowanych trasach i sposobie transportu materiałów jądrowych lub wypalonego paliwa jądrowego,
- projekt systemu ochrony fizycznej materiałów jądrowych, instrukcja załadunku i rozładunku materiałów jądrowych lub wypalonego paliwa jądrowego podczas transportu,
- informacja o sposobie rozmieszczenia ładunku na środku transportowym.

Równie ważna, jak samo bezpieczeństwo, a w tym szczególnie – ochrona fizyczna transportowanego ładunku, jest edukacja społeczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Temat energetyki jądrowej często budzi w społeczeństwie lęk, który wynika zarówno z braku edukacji w zakresie fizyki, a szczególnie fizyki atomu, jak i braku wiedzy o skali rozwoju energetyki jądrowej na świecie i płynących z niej korzyściach, ale również jest wynikiem negatywnych doświadczeń społeczeństw krajów dotkniętych dwoma najpoważniejszymi awariami reaktorów jądrowych – w Czarnobylu oraz Fukusimie. Blokowanie przejazdu transportu z materiałem jądrowym może spowodować nie tylko niepotrzebne dodatkowe narażenie personelu, który w takim transporcie bierze udział, ale również osób z ogółu ludności, które znajdą się w miejscu zatrzymania ładunku, poprzez wydłużenie czasu kontaktu z materiałem jądrowym. By transport był bezpieczny i nie stwarzał zagrożenia dla ludzi i środowiska, powinien przebiegać bez zakłóceń i przy odpowiednim poziomie zabezpieczeń.

W chwili obecnej transport możliwy jest dzięki współpracy wielu jednostek organizacyjnych, realizujących poszczególne etapy takiej procedury. Każdy z elementów transportu wymaga odrębnego zezwolenia Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. Ładunkiem są kasety przeznaczone do reaktora VVER w Ukrainie przewożone w pojemniku transportowym Traveller z paliwem jądrowym niskowzbożonym (poziom wzbogacenia <5%)

umieszczone w kontenerach transportowych. Materiał jądrowy przybywa do Polski na statku przeznaczonym do transportu takiego ładunku, następnie przeładowywany jest za pomocą dźwigu portowego z pokładu statku na wagony kolejowe. Pociąg z ładunkiem jedzie wyznaczoną trasą z portu do granicy. Na każdym etapie ładunek zabezpieczony jest poprzez odpowiednio dostosowaną do poziomu zagrożenia ochronę fizyczną oraz kontrolowany jest pod względem narażenia na promieniowanie jonizujące. Średnie wartości rejestrowane na powierzchni kontenera transportowego oscylują w granicach 5–8 Sv/h, co świadczy o tym, że ładunek jest bezpieczny i jeśli procedura przeładunku i transportu przebiega bez zakłóceń, to ładunek ten jest bezpieczny zarówno dla pracowników, którzy biorą udział w przeładunku i transporcie, jak i dla ogółu ludności.

Prof. Maciej Budzanowski (IFJ PAN) przybliżył temat dozymetrii neutronowej. Przypomniął, że promieniowanie neutronowe występuje w wielu dziedzinach, a wytwarzane jest w aparaturze, w reaktorach jądrowych, termojądrowych oraz podczas wybuchów jądrowych, termojądrowych czy w bombach neutronowych. Strumienie neutronów wykorzystuje się w: biologii, medycynie, terapii boronowo-wychwytowej BNCT (ang. *boron neutron capture therapy*), inżynierii materiałowej, geologii, geofizyce, przemyśle, nauce oraz szeroko do produkcji radioizotopów przemysłowych i medycznych. W nauce wykorzystuje się szereg źródeł izotopowych typu: $^{238}\text{Pu-Be}$, $^{239}\text{Pu-Be}$, $^{226}\text{Ra-Be}$, $^{241}\text{Am-Be}$, $^{227}\text{Ac-Be}$ oraz rozszczepieniowych ^{252}Cf . Kolejne źródła neutronów to generatory neutronów z reakcjami d-t ($E_n = 14 \text{ MeV}$) czy d-d ($E_n = 3 \text{ MeV}$) oraz reaktory jądrowe energetyczne i naukowe. Neutrony są również produkowane w różnego rodzaju akceleratorach, gdzie wykorzystuje się albo reakcje jądrowe, np. -n czy d-n. Innym rozwiązaniem są źródła spalacyjne, w których przyspiesza się najczęściej protony do energii kilku MeV, a neutrony powstają w wyniku reakcji z tarczami np. z ciężkiego metalu w otoczeniu uranu. Przykładem jest tutaj projekt European Spallation Source (ESS), gdzie jest zainstalowany akcelerator przyspieszający protony do energii 2 GeV, a tarczą jest wolfram. W ten sposób otrzymano impulsowe źródło neutronów o największej na świecie mocy promieniowania. Detekcja neutronów nie jest standardowa, ponieważ neutrony nie mogą wytwarzać pierwotnych jonów w komorze jonizacyjnej, liczniku proporcjonalnym czy liczniku Geigera-Mullera. Dotyczy to również detektorów półprzewodnikowych. Natomiast neutrony mogą przedostać się do zasięgu sił jądrowych i wywołać reakcję. Dlatego też detekcji neutronów dokonujemy poprzez różnego rodzaju reakcje jądrowe, w których wyniku emitowane są cząstki alfa, protony, deuterony czy promieniowanie gamma. W przypadku detektorów gazowych używa się jako elementu mieszanki (gazów w detektorze) ^3He lub BF_3

wzbogacony w ^{10}B bądź detektory, gdzie elektroda pokryta jest materiałem rozszczepialnym i jonizacja następuje poprzez produkty rozszczepienia. Detektory scyntylicyjne do detekcji neutronów mają dodane do szkła lub plastiku izotopy ^{10}B lub ^6Li . Kolejne to pasywne metody aktywacyjne, z kliszą dozymetryczną, a także detektory śladowe CR-39, detektory termoluminescencyjne (TLD), fotoluminescencyjne (OSL) oraz wyjątkowe w swoim rodzaju detektory bąbelkowe.

Temat dozymetrii promieniowania jonizującego był kontynuowany przez prof. Macieja Budzanowskiego w wykładzie „Dozymetria awaryjna i retrospektywna w sytuacjach masowych zagrożeń radiacyjnych”. Na wstępie zwrócono uwagę, że pomimo rozwoju elektronicznych przyrządów dozymetrycznych, dawkomierze pasywne wykorzystujące zjawiska luminescencyjne niezmiennie odgrywają ważną rolę w pomiarach promieniowania jonizującego. Wynika to z ich niezawodności i odporności na warunki zewnętrzne, połączonych z wysoką czułością i szerokim zakresem pomiarowym, oraz niskich kosztów jednostkowych. Instytut Fizyki Jądrowej (IFJ) PAN jest jednym z wiodących w świecie ośrodków badawczych zajmujących się wykorzystaniem zjawisk luminescencyjnych. W Polsce w latach 70. były prowadzone w ówczesnym Instytucie Badań Jądrowych pierwsze pomiary tła naturalnego dla terenu ośrodka w Świerku przy użyciu pierwszych detektorów termoluminescencyjnych opracowanych w IFJ PAN z Krakowa. Od roku 2002 zaczęto stosować w pomiarach środowiskowych wysokoczułe detektory termoluminescencyjne typu MCP-N (LiF:Mg,Cu,P), które mają najniższy poziom mierzonej dawki ok. 200 nGy. Wysokoczułe detektory wykorzystano do stworzenia systemu krótkoczasowego (4 doby) monitoringu Małopolski. System został przetestowany i jest gotowy na wypadek awaryjnego skażenia promieniotwórczego terenu. Detektory MCP-N zostały wykorzystane w akredytowanym laboratorium LADIS IFJ PAN do dozymetrii środowiskowej i wykonywane jest średnio 18 tys. pomiarów rocznie w ponad 5000 punktach w Polsce. Niezależnie od stopnia przygotowania państwa do zagrożeń radiacyjnych w sytuacji ich nagłego wystąpienia (np. atak terrorystyczny) należy się liczyć z tym, że większość narażonych osób nie będzie wyposażona w urządzenia dozymetryczne. Dotyczy to przede wszystkim, choć nie tylko, ogółu ludności cywilnej. Jednocześnie w takiej sytuacji potrzebna będzie szybka ocena otrzymanych dawek w celu realizacji triażu, czyli segregacji poszkodowanych według stopnia urazu i konieczności natychmiastowego leczenia. Z tego powodu w ostatnich latach w wielu państwach trwają badania nad opracowaniem metod szybkiego określania dawki poprzez wykorzystanie efektów fizycznych wywołanych przez promieniowanie w różnych przedmiotach osobistego użytku, np. banknotach, elementach elektronicznych, lekarstwach.

Większość tych metod opiera się na pomiarach termicznie lub optycznie stymulowanej luminescencji (OSL). IFJ PAN intensywnie uczestniczy w tych badaniach, m.in. w ramach Europejskiej Grupy Dozymetrycznej EURADOS, jako jedyny ośrodek badawczy z Polski. Prowadzimy analizy luminescencji przedmiotów/materiałów specyficznie występujących na terenie Polski. W ostatnich kilkunastu latach nastąpił rozwój metod dozymetrii OSL, konkurujących z dotychczasowym światowym standardem – dozymetrią TL. Zaletą OSL jest brak konieczności podgrzewania detektora w czasie pomiaru (odczytu dawkomierza), co radykalnie redukuje pobór mocy i rozmiary urządzenia odczytowego. Otwiera to drogę do skonstruowania mobilnego, zminiaturyzowanego urządzenia pomiarowego, nadającego się do wykorzystania w warunkach polowych. Jednocześnie same detektory OSL mogą mieć rozmiar zaledwie kilku milimetrów. IFJ PAN posiada kompetencje do podjęcia takiego tematu.

Prof. dr hab. Piotr Milecki (Wielkopolskie Centrum Onkologii) opowiedział o nowych metodach w radioterapii (RT). Przypomniał, że w pierwszych dekadach od wprowadzenia radioterapii stosowano bardzo proste i zarazem bardzo mało dokładne systemy planowania i realizacji radioterapii. Niestety nie pozwalało to uzyskać wysokiej skuteczności w kontroli miejscowej, a jednocześnie takiemu leczeniu towarzyszyło wysokie ryzyko powikłań. Dopiero wprowadzenie techniki 3D-CRT – konformalnej umożliwiło istotną poprawę leczenia. Powyższe zostało potwierdzone przeprowadzeniem randomizowanych badań klinicznych z eskalacją dawki. Dalszy istotny postęp w RT spowodowało upowszechnienie się II generacji 3-wymiarowej techniki RT wykorzystującej intensywnie modulowanie wiązki terapeutycznej (ang. *Intensity Modulated Radiotherapy* – IMRT), co umożliwiło w porównaniu do techniki 3D-CRT zwiększenie dawki aplikowanej przy jednoczesnym jej ograniczeniu w narządach zdrowych. Prelegent w szczególności zwrócił uwagę, że codzienne obrazowanie przed napromienianiem jest koniecznym warunkiem zrealizowania dobrze przygotowanego planu leczenia RT. Przy leczeniu np. raka prostaty problemem pozostaje ruchomość guza w trakcie trwania seansu napromieniowania (ang. *intra-fraction*). W celu ograniczenia tego błędu należy wprowadzić lokalizację stercza w czasie rzeczywistym (ang. *on-line real tracking*). Obecnie w praktyce klinicznej najpopularniejszy system wykorzystuje śledzenie (ang. *tracking*) wszczepionych do gruczołu krokowego metalowych znaczników (markerów). Zwykle stosuje się 3 markery, co umożliwia pozyskanie pełnej wiedzy o zmianie położenia guza w 3 płaszczyznach. Wykorzystuje się 2 platformy do tej oceny, jedna z nich to tzw. *CyberKnife* firmy Accuray (używa promieniowania jonizującego) opierająca się na lokalizacji położenia złotych znaczników, a druga to Calipso firmy Varian bazująca na wszczepionej miniaturowej cewce indukcyjnej.

W obu przypadkach system komputerowy przekazuje informacje, w jaki sposób ramie terapeutyczne robota (*CyberKnife*) lub odpowiednio skonstruowany kolimator wielolistkowy (Calipso) mają zapewnić precyzyjne śledzenie położenia stercza. Ostatnio do praktyki klinicznej weszło urządzenie będące hybrydą rezonansu magnetycznego (MRI) i przyspieszacza liniowego, umożliwiając on-line obrazowanie położenia napromienianowywanego guza oraz otaczających tkanek zdrowych. W ostatnich latach zaczęto stosować nową technikę RT, jaką jest radioterapia stereotaktyczna (ang. *Stereotactic Body Radiotherapy* – SBRT). Wyniki badań prospektywnych wskazują, że jest obecnie jedną z najbardziej obiecujących metod leczenia nowotworów z zastosowaniem promieniowania jonizującego we wczesnym stadium zaawansowania klinicznego, stanowiąc bardzo dobrą alternatywę do klasycznej RT, brachyterapii czy radykalnej operacji.

Mgr Adam Grabowski (Krajowe Centrum Ochrony Radiologicznej w Ochronie Zdrowia w Łodzi) zaprezentował temat ekspozycji niezamierzonych i narażenia przypadkowego w narażeniu medycznym. Do ustawy – Prawo atomowe wprowadzono pojęcia ekspozycji niezamierzonej oraz narażenia przypadkowego, przez które rozumie się odpowiednio ekspozycję medyczną, która w znaczącym stopniu różni się od ekspozycji medycznej przewidzianej dla danego celu (ekspozycja niezamierzona) oraz narażenie w wyniku wypadku osób innych niż członkowie ekip awaryjnych (narażenie przypadkowe). Na jednostki ochrony zdrowia udzielające świadczeń zdrowotnych we wszystkich dziedzinach związanych ze stosowaniem promieniowania jonizującego nakłada się obowiązek podejmowania działań minimalizujących prawdopodobieństwo wystąpienia i skali ekspozycji niezamierzonych i narażeń przypadkowych oraz obowiązek wdrożenia wewnętrznego systemu rejestracji i analizy tego rodzaju ekspozycji (także o charakterze potencjalnym). Jednocześnie w przepisach ustawowych uregulowano szczegółową procedurę postępowania na wypadek wystąpienia takiego zdarzenia w jednostce ochrony zdrowia.

Na koniec **mgr Magdalena Wielgucka** (PAA) omówiła temat uzyskiwania uprawnień Prezesa PAA. Zreferowała tematy:

- zasad przystępowania do egzaminu na uprawnienia inspektora ochrony radiologicznej,
- decyzji nadającej uprawnienia (termin ważności, kto otrzymuje decyzję i w jakiej formie),
- kwestii przedłużenia uprawnień z powodu stanu zagrożenia epidemicznego,
- zasad przystąpienia do egzaminu bez konieczności odbycia szkolenia na uprawnienia stanowiskowe.

Można jeszcze dodać, że **mgr Jerzy Pawliszewski** z firmy Medevice Medical Devices Distribution-Services-Consulting opowiedział o nowościach w zakresie fartuchów i akcesoriów ochronnych rtg firmy Burlington

Medical powered by XENOLite. Rozważając wybór odzieży i akcesoriów, należy przede wszystkim dobrać materiał ochronny odpowiedni do przewidzianego zastosowania. Materiał bezołowiowy jest przyjazny zdrowiu, niezwykle skuteczny i ma potencjał, by w dalszym ciągu usprawniać warunki pracy personelu medycznego. Jednak-

że tradycyjne rozwiązania ołowiane pomimo znaczącej wagi wciąż znajdują szerokie zastosowanie, zapewniając pełną ochronę.

Zachęcamy do odwiedzania internetowej strony SIOR https://www.sior.pl/?page_id=65.

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” wydawany jest od 1989 r. Do 2013 r. był drukowany i kolportowany (ostatnio w nakładzie 700 egzemplarzy) wśród osób i instytucji zainteresowanych zagadnieniami dozoru nad bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną. Od 2014 r. biuletyn wydawany jest w nowej, elektronicznej formie. Każdy numer biuletynu zamieszczany jest na stronie internetowej.

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” znajduje się w wykazie czasopism naukowych Ministerstwa Edukacji i Nauki. Kwartalnik wydawany przez PAA otrzymał 40 pkt. w następujących dyscyplinach naukowych:

- nauki o bezpieczeństwie,
- nauki fizyczne,
- nauki chemiczne,
- nauki prawne,
- nauki medyczne.

INFORMACJA DLA AUTORÓW

Wydawca przyjmuje artykuły naukowe, których tematyka jest związana z zapewnieniem i kontrolą bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w tym również związane z zabezpieczeniem i ochroną fizyczną materiałów jądrowych i obiektów jądrowych, technologiami jądrowymi i technikami radiacyjnymi, fizyką i chemią oraz inżynierią jądrową, naukami prawnymi, geologią i geofizyką czy bezpieczeństwem narodowym.

Każdy artykuł zamieszczony w biuletynie jest recenzowany przez dwóch recenzentów.

ZASADY OGÓLNE

Tekst artykułu powinien prezentować aktualny stan wiedzy na poruszany temat oraz najnowsze dane. Artykuł powinien być podzielony na mniejsze logiczne fragmenty redakcyjne, opatrzone śródtytułami. Artykuł nie może być wcześniej publikowany ani zgłoszony do publikacji w innym czasopiśmie. Wydawca zastrzega sobie prawo nieprzyjęcia artykułu do publikacji, dokonywania skrótów, wprowadzania poprawek stylistycznych i redakcyjnych oraz zmian w tytule artykułu. Autorzy są zobowiązani do współpracy z Wydawcą w całym procesie przygotowywania artykułu do publikacji, w tym do terminowej korekty autorskiej.

ZGŁOSZENIE DZIEŁA

Egzemplarze artykułu wraz z pełnym zestawem ilustracji mogą być przesyłane na adres:

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna”

Państwowa Agencja Atomistyki

ul. Nowy Świat 6/12,

00-400 Warszawa, Polska

E-mail: biuletyn@paa.gov.pl

Zachęcamy do przesyłania artykułów drogą elektroniczną na wyżej wskazany adres e-mail. Szczegółowe informacje można uzyskać na stronie internetowej:

<https://www.gov.pl/web/paa/biuletyn-bezpieczenstwo-jadrowe-i-ochrona-radiologiczna>

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa
www.gov.pl/web/paa